Atomic Energy Control Board
P.O. Box 1046
Ottawa, Canada
K1P 5S9

Commission de contrôle de l'énergie atomique
C.P. 1046
Ottawa, Canada
K1P 5S9

INFO-0234(F)

LES RÉPERCUSSIONS DE L'ACCIDENT DE TCHERNOBYL SUR LA SÛRETÉ DES RÉACTEURS CANDU

Commission de contrôle
de l'énergie atomique
Ottawa, Canada

mai 1987

Canada

Rapport

AVANT-PROPOS

La Commission de contrôle de l'énergie atomique (CCEA) est l'organisme du gouvernement canadien qui réglemente la mise en valeur, l'application et l'utilisation de l'énergie nucléaire, et qui participe au nom du Canada aux mesures de contrôle internationales. La CCEA exerce l'autorité dont elle est investie en vertu de la Loi sur le contrôle de l'énergie atomique en établissant des règlements généraux, des déclarations de principe et des guides en matière de réglementation, et en délivrant des permis à des installations précises. Le propriétaire ou l'exploitant de tout réacteur nucléaire au Canada doit obtenir un permis de construction et, avant d'exploiter le réacteur, un permis d'exploitation. La CCEA maintient du personnel à Ottawa et à chaque site de réacteur nucléaire important au Canada pour examiner les demandes de permis et assurer la conformité aux conditions des permis.

Immédiatement après le grave accident survenu au complexe nucléaire de Tchernobyl en République socialiste soviétique d'Ukraine, la CCEA a essayé d'obtenir tous les renseignements disponibles et d'examiner les conséquences de l'accident. Les organismes de réglementation et les organisations chargées des questions nucléaires dans la plupart des pays poursuivaient le même objectif. Cependant, à cette époque, on disposait de peu de renseignements techniques sur les causes de l'accident.

Le 15 mai 1986, peu de temps après l'accident, la question de l'énergie nucléaire a été débattue à la Chambre des communes. Pendant le débat, le ministre de l'Énergie, des Mines et des Ressources a demandé à la CCEA et à d'autres organismes canadiens responsables de participer à des évaluations internationales de l'accident de Tchernobyl et de présenter un compte rendu complet sur ses conséquences. En demandant officiellement à la CCEA d'accomplir cette tâche, le ministre lui demandait de déterminer les leçons à tirer pour la sûreté des réacteurs nucléaires CANDU et le processus de réglementation au Canada, et de lui rendre compte des conséquences de l'accident de Tchernobyl pour le Canada.

L'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) a convoqué des spécialistes de l'énergie nucléaire et de la radioprotection à une réunion qui s'est tenue à Vienne du 25 au 29 août 1986. À la réunion, les représentants de l'URSS ont présenté des rapports, donné des descriptions et répondu aux questions concernant l'accident, ses causes et ses conséquences. Deux membres du personnel de la CCEA faisaient partie de la délégation canadienne.

En se basant sur les renseignements fournis à la réunion, la CCEA a effectué une étude de la conception du réacteur de Tchernobyl, des événements qui ont conduit à l'accident et des conséquences de ce dernier. On a examiné soigneusement les causes afin de vérifier si elles ne révéleraient pas quelque point faible dans la sûreté des réacteurs CANDU et dans le processus de réglementation canadien. L'étude et ses conclusions sont décrites en détail dans le présent rapport qui a été rédigé par le personnel de la CCEA, en consultation avec d'autres organismes canadiens responsables, en vue de répondre à la demande du ministre.

RÉSUMÉ

Introduction

Le 26 avril 1986, un accident grave s'est produit dans un réacteur nucléaire à Tchernobyl, en République socialiste soviétique d'Ukraine. L'accident a entraîné la mort de 31 pompiers et travailleurs, ainsi que le rejet de grandes quantités de substances radioactives qui se sont répandues dans les environs et, en quantités moindres, dans d'autres régions de l'URSS et dans d'autres pays.

En août 1986, une délégation canadienne, comprenant deux employés de la CCEA, a assisté à une réunion à Vienne, au cours de laquelle les représentants soviétiques ont décrit l'accident, ses causes et ses conséquences. En se basant sur les renseignements fournis lors de la réunion, le personnel de la CCEA a effectué une étude de l'accident afin de déterminer ses conséquences sur la sûreté des réacteurs nucléaires CANDU et sur le processus de réglementation canadien.

Le réacteur de Tchernobyl

Le réacteur de Tchernobyl était du type RBMK qui utilise du graphite comme modérateur de neutrons et de l'eau ordinaire, comme caloporteur du combustible. (Dans les réacteurs CANDU, l'eau lourde remplit ces deux fonctions.) Dans un réacteur RBMK, de la vapeur est produite directement dans le système de refroidissement du combustible, tandis que dans un réacteur CANDU, on utilise des générateurs de vapeur dans lesquels la chaleur extraite du combustible par l'eau lourde est utilisée pour porter de l'eau ordinaire à ébullition.

Dans les réacteurs de Tchernobyl, la plus grande partie du matériel de refroidissement du combustible est confinée à l'intérieur de compartiments étanches qui doivent remplir une fonction similaire à celle des enceintes de confinement en béton dans lesquelles les réacteurs CANDU doivent être logés. Cependant, la tuyauterie située au-dessus du réacteur n'est pas confinée.

Le réacteur RBMK est doté de mécanismes de protection d'urgence qui sont conçus pour arrêter le réacteur lorsqu'une condition dangereuse est décelée. L'arrêt se fait plutôt lentement, et l'efficacité de l'action protectrice dépend de l'action supplémentaire des barres de commande qui, normalement, sont en partie insérées dans le réacteur.

Une caractéristique du réacteur, appelée en termes techniques «coefficient de vide positif», a joué un rôle important dans l'accident. Cette caractéristique signifie que lorsque la quantité de vapeur (ou de vide) dans le réacteur augmente, il y a un effet de rétroaction qui, s'il n'est pas contrôlé, entraîne un accroissement de la puissance du réacteur et, par conséquent, un accroissement plus poussé du vide dans le réacteur.

L'Accident

Au cours du processus d'arrêt du réacteur à des fins de *maintenance courante*, les opérateurs effectuaient une épreuve visant à démontrer que, après inter-

ruption de l'alimentation en vapeur d'une turbine, l'énergie mécanique du rotor de cette dernière pouvait être utilisée pour fournir de l'énergie électrique à de l'équipement important pendant environ 50 secondes.

Au moment où ils réduisaient la puissance en vue d'effectuer cette épreuve, les opérateurs ont commis une erreur simple qui a fait descendre la puissance du réacteur à un niveau où la quantité de vapeur produite dans le réacteur était très faible. Étant donné les conditions ainsi créées et les caractéristiques du réacteur, il était difficile de rétablir le niveau de puissance requis et on aurait dû mettre fin à l'épreuve.

En essayant d'accroître la puissance du réacteur jusqu'à un niveau où il était possible d'effectuer l'épreuve, les opérateurs ont commis plusieurs infractions graves aux règles d'exploitation du réacteur. En particulier, ils ont empêché la transmission de plusieurs des signaux qui auraient pu déclencher un arrêt d'urgence et ils ont retiré du réacteur la plupart des barres de commande qui sont un complément requis pour réaliser l'arrêt d'urgence. Ces infractions ont grandement limité les possibilités d'action du matériel d'arrêt d'urgence.

Les opérateurs ont réussi à rétablir la puissance à un niveau où ils croyaient être en mesure d'effectuer l'épreuve, bien que le réacteur fût dans un état tel qu'il y avait encore très peu de vapeur dans le coeur. Lorsqu'on a commencé l'épreuve, le débit du caloporteur dans le réacteur a diminué et le taux de production de vapeur a commencé à augmenter. En raison du coefficient de vide positif de réactivité déjà mentionné, la production de vapeur a entraîné un effet de rétroaction qui a fait augmenter la puissance du réacteur. Le système de commande ne pouvait pas maîtriser cet accroissement de puissance et, dans ces conditions, le système d'arrêt d'urgence ne pouvait pas agir assez rapidement pour y mettre fin. Il en a résulté un accroissement rapide incontrôlé de la puissance du réacteur qui ne s'est terminé que par une explosion violente et la destruction du réacteur.

Le bâtiment au-dessus du réacteur a été détruit et de grandes quantités de matières radioactives ont été libérées. De nombreux incendies ont été allumés et ils n'ont pu être éteints qu'au prix d'une forte irradiation des pompiers. Le modérateur de graphite s'est enflammé et il s'est écoulé environ 10 jours avant que les Soviétiques puissent maîtriser la situation et mettre fin aux principaux rejets de substances radioactives.

Rejets radioactifs et effets sur la santé

En plus des deux travailleurs de centrale qui ont été tués au moment de l'accident, environ 200 travailleurs et pompiers ont souffert du syndrome aigu d'irradiation, et de ceux-ci, 29 sont morts. La radioactivité dans les environs était assez élevée pour que l'on décide d'évacuer une zone de 30 km de rayon. Des substances radioactives se sont répandues en moins grandes quantités, dans d'autres régions de l'URSS et dans d'autres pays.

Incidence sur la sûreté des réacteurs canadiens et la délivrance des permis

Le personnel de la CCEA a étudié soigneusement l'accident de Tchernobyl afin de vérifier s'il est possible de tirer des leçons qui seraient applicables aux exigences en matière de sûreté des réacteurs ou de délivrance des permis au

Canada. Cet examen visait, en premier lieu, à étudier de façon critique les similitudes entre les réacteurs RBMK et les réacteurs CANDU afin de déterminer si l'accident pouvait révéler quelque faiblesse dans les exigences en matière de sûreté des réacteurs canadiens ou de délivrance des permis. En second lieu, il visait à examiner les erreurs d'exploitation afin de déterminer si des erreurs semblables pouvaient être commises par les opérateurs canadiens. L'étude a porté sur la conception des réacteurs et de leurs systèmes de sûreté, l'exploitation des réacteurs, y compris les mesures visant à prévenir les infractions aux règles d'exploitation et d'autres aspects, par exemple, les plans d'intervention en cas d'urgence.

La conclusion de l'examen est que l'accident de Tchernobyl n'a fait ressortir aucun nouvel élément important qui pourrait influer sur les exigences en matière de sûreté des réacteurs CANDU, qui sont présentement imposées par la CCEA. Tous les aspects importants de l'accident et ses causes ont été pris en considération par la CCEA dans le processus actuel de délivrance des permis de réacteurs. Cependant, un certain nombre de recommandations sont faites en ce qui concerne les aspects de la sûreté des réacteurs, qui devraient être réexaminés, afin de renforcer cette conclusion. Ces recommandations sont énumérées à la section 9 du présent rapport.

TABLE DES MATIÈRES

		Page
Section 1	Introduction.....	1
Section 2	Conception des réacteurs.....	3
2.1	Fission nucléaire	
2.2	Réactivité	
2.3	Réactivité cavitaire	
Section 3	Conception du réacteur RBMK.....	4
3.1	Description générale de la centrale	
3.2	Réacteur	
3.3	Circuit primaire de caloportage	
3.4	Confinement	
3.5	Système de refroidissement d'urgence du réacteur	
3.6	Physique des réacteurs et systèmes de protection et de commande	
Section 4	L'Accident.....	7
4.1	But de l'épreuve	
4.2	Plan de l'épreuve	
4.3	Événements conduisant à l'accident	
4.4	Événements subséquents	
Section 5	Rejets radioactifs et effets sur la santé.....	12
5.1	Effets à court terme	
5.2	Effets à long terme	
5.3	Effets sur la population générale de l'URSS	
5.4	Effets à l'extérieur de l'URSS	
Section 6	Comparaison entre le réacteur de Tchernobyl et les réacteurs CANDU.....	16
6.1	Aménagement de la centrale	
6.2	Confinement	
6.3	Cycle direct et cycle indirect	
6.4	Modérateur	
6.5	Systèmes d'arrêt d'urgence	
6.6	Systèmes de commande	
6.7	Réactivité cavitaire	
6.8	Importance de l'intervention de l'opérateur	
Section 7	Incidence de l'accident de Tchernobyl sur les réacteurs CANDU.....	20
7.1	Réactivité cavitaire positive	
7.2	Exigences de la CCEA en matière d'efficacité des systèmes d'arrêt d'urgence	
7.3	Conformité aux règles d'exploitation	
7.4	Mise hors service des systèmes de sûreté	
7.5	Plans d'intervention en cas d'urgence	
7.6	Lutte contre les incendies en présence de rayonnements	

Section 8	Conclusions.....	26
Section 9	Recommandations.....	27
Section 10	Remerciements.....	29
Section 11	Références.....	30
Section 12	Glossaire.....	31
Section 13	Figures.....	33
Annexe A	Séquence des événements de l'accident	
Annexe B	Comparaison entre les centrales nucléaires canadiennes et la centrale de Tchernobyl.	
Annexe C	Erreurs et infractions aux procédures	

LES RÉPERCUSSIONS DE L'ACCIDENT DE TCHERNOBYL SUR LA SÛRETÉ DES RÉACTEURS CANDU

1. Introduction

Le 26 avril 1986, un accident grave est survenu à la tranche n° 4 du complexe nucléaire de Tchernobyl en République socialiste soviétique d'Ukraine. L'accident a provoqué la mort de 31 pompiers et travailleurs, ainsi que le rejet de grandes quantités de substances radioactives qui se sont propagées dans les environs et, à un degré moindre, dans d'autres régions de l'URSS et dans d'autres pays.

L'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) a convoqué des spécialistes de l'énergie nucléaire et de la radioprotection à une réunion qui s'est tenue à Vienne du 25 au 29 août 1986. À cette réunion, des représentants de l'URSS ont présenté des rapports, fourni des descriptions et répondu aux questions relatives à l'accident, à ses causes et ses conséquences. La délégation canadienne comprenait deux représentants de la Commission de contrôle de l'énergie atomique (CCEA).

Le présent rapport résume les caractéristiques de conception des réacteurs de Tchernobyl, les événements qui ont mené à l'accident et ses conséquences. Il compare les caractéristiques de conception des réacteurs de Tchernobyl et des réacteurs CANDU. Enfin, il traite de l'incidence de l'accident de Tchernobyl sur la sûreté et la réglementation des réacteurs CANDU au Canada, du point du vue de la CCEA.

Le rapport ne vise pas à donner une description détaillée du réacteur de Tchernobyl ou de l'accident qui s'est produit le 26 avril. Il existe de nombreux autres documents disponibles (par exemple, les documents de référence 1 et 2) qui contiennent des renseignements détaillés sur ces sujets. Le rapport vise plutôt à résumer les caractéristiques importantes du réacteur de Tchernobyl et les causes principales de l'accident, puis à en dégager tout élément qui pourrait avoir une incidence sur la délivrance des permis et l'exploitation des réacteurs au Canada.

L'étude de l'accident de Tchernobyl réalisée par la CCEA est basée en grande partie sur les renseignements fournis par les représentants soviétiques à la réunion tenue à Vienne après l'accident. Ces renseignements semblent très détaillés en ce qui concerne la description technique du réacteur, la séquence des événements qui ont conduit à l'accident, les mesures correctives et les conséquences. Cependant, certains éléments n'ont pas été décrits en détail et ne peuvent pas, par conséquent, être analysés dans le présent rapport, notamment les panneaux de commande du réacteur, l'approche soviétique en matière de formation des opérateurs, ainsi que les responsabilités et les voies hiérarchiques pour l'exploitation du réacteur.

L'accident de Tchernobyl a eu d'importantes répercussions politiques et une incidence sur l'opinion du public face à la sûreté de l'énergie nucléaire dans de nombreux pays. À la suite de l'accident, un programme spécial sur la sûreté nucléaire a été mis sur pied par l'AIEA, et deux projets de convention internationale ont été rédigés l'un, sur l'alerte rapide, et l'autre, sur l'aide mutuelle en cas d'accident nucléaire. De plus, l'accident a perturbé

considérablement le commerce international des denrées agricoles. Le présent rapport ne traite que des aspects techniques de l'accident qui relèvent de la sûreté et de la réglementation des réacteurs de puissance. Il ne traite pas des questions politiques plus étendues ni de l'incidence de l'accident sur l'opinion publique.

L'analyse de l'incidence de l'accident sur la délivrance des permis de réacteurs au Canada se limite aux réacteurs de puissance CANDU commerciaux et ne touche aucun aspect relatif aux réacteurs de recherche ni au réacteur de démonstration NPD de puissance relativement faible, installé à Rolphton (Ontario). Un rapport distinct traitant de l'incidence de l'accident sur le réacteur NPD sera préparé par la CCEA.

2. Conception des réacteurs

Pour expliquer les événements qui ont entraîné l'accident à la centrale de Tchernobyl, il convient de rappeler certaines notions fondamentales reliés à la conception des réacteurs nucléaires.

2.1 Fission nucléaire

Le rôle fondamental d'un réacteur de puissance est de créer les conditions nécessaires à la division des atomes d'uranium et à l'utilisation des grandes quantités de chaleur dégagées par ce processus pour produire de l'électricité. Le processus de division, ou de fission comme on l'appelle, se produit lorsqu'un neutron relativement lent entre en collision avec un noyau d'uranium. Immédiatement après la fission, quelques neutrons rapides additionnels (habituellement deux ou trois) sont libérés et ils peuvent, après avoir été ralentis par des collisions répétées avec une substance appropriée, entrer en collision avec un autre noyau d'uranium et provoquer une autre fission. En contrôlant cette réaction en chaîne de façon à produire des générations successives de neutrons, on peut maintenir le réacteur à un niveau de puissance constant.

2.2 Réactivité

Un paramètre important qu'on utilise pour exprimer l'efficacité des barres de commande ou de d'autres mécanismes d'absorption est leur valeur de réactivité.

La réactivité est une mesure de la vitesse à laquelle un réacteur produit un accroissement ou une diminution du nombre de fissions et, par conséquent, de la puissance produite dans le combustible. La réactivité d'un réacteur dépend principalement de la capacité d'absorption du modérateur dans lequel les neutrons se propagent avant d'entrer en collision avec un autre atome d'uranium. Un réacteur «diverge» lorsque cette capacité d'absorption est juste suffisante pour absorber les neutrons additionnels créés pendant une fission et laisser un neutron pour entretenir la réaction en chaîne.

L'unité de réactivité utilisée au Canada, et par conséquent dans le présent rapport, est le milli-k (mk).

2.3 Réactivité cavitaire

Un facteur important dans l'accident est l'effet du contenu en vapeur des canaux de refroidissement sur l'absorption des neutrons dans le coeur. À mesure que le caloporteur est réchauffé en raison d'un accroissement de puissance, il produit de la vapeur, ce qui entraîne une baisse de sa masse volumique. La baisse résultante de la capacité d'absorption des neutrons entraîne un accroissement de la réactivité, ce qui rend encore plus marqués l'accroissement de la puissance et la baisse de la masse volumique. Ce processus constitue ce qu'on appelle l'effet de réactivité cavitaire positive et il peut, s'il n'est pas contrôlé, entraîner un accroissement très rapide de la puissance du réacteur.

3. Conception du réacteur RBMK

3.1 Description générale de la centrale

Le complexe nucléaire de Tchernobyl comprend quatre réacteurs nucléaires, huit turbo-alternateurs avec leur matériel connexe, ainsi que des services et des installations disposés dans un seul bâtiment. La puissance nominale de chaque réacteur est de 1000 MW(e). La puissance thermique totale de chaque réacteur est de 3200 MW(t).

3.2 Réacteur

Le réacteur est du type que les Soviétiques appellent RBMK, pour désigner un réacteur de grande puissance à canaux. La figure 1 montre un schéma simplifié de ce réacteur.

Le coeur du réacteur est un cylindre vertical d'environ 11,8 m de diamètre sur 7 m de hauteur. Il est composé de 1661 tubes de force verticaux contenant les assemblages combustibles, d'un modérateur au graphite, de 211 canaux avec des barres d'absorption de neutrons (système de commande et de protection), et les capteurs du système de commande. Le modérateur au graphite est formé de blocs assemblés en colonnes, comprenant des orifices verticaux dans lesquels passent les tubes de force et les canaux du système de commande et de protection.

La structure métallique au-dessus du réacteur est recouverte par un plancher amovible formé de dalles de béton. De cette façon, les machines de chargement du combustible peuvent avoir accès aux canaux de combustible pour effectuer le chargement en marche. Le béton protège la zone au-dessus du réacteur contre les rayonnements.

3.3 Circuit caloporteur

La chaleur dégagée par le combustible du réacteur sert à produire de la vapeur en portant à ébullition l'eau du circuit caloporteur. La vapeur est ensuite séparée de l'eau, puis la chaleur qu'elle renferme est convertie en énergie électrique par les turbo-alternateurs. La figure 2 montre un schéma simplifié du circuit caloporteur. Le circuit comprend deux boucles dont la configuration et les éléments sont semblables et qui fonctionnent en parallèle et de façon indépendante pour extraire la chaleur de la moitié des assemblages combustibles du réacteur. Chaque boucle comprend deux séparateurs de vapeur, quatre pompes de circulation principales, de même que l'ensemble de la tuyauterie et des vannes nécessaires pour conduire l'eau de refroidissement vers les canaux de combustible et la ramener.

En conditions normales de fonctionnement à pleine puissance, trois des quatre pompes de circulation principales de chaque boucle sont en marche et la quatrième est gardée en réserve. L'eau est acheminée vers les collecteurs et les entrées des canaux de combustible par les pompes de circulation principales. Lorsqu'elle circule dans les canaux de combustible, l'eau est chauffée jusqu'à la température de saturation et s'évapore partiellement (14,5 pour 100 en moyenne). Le mélange de vapeur et d'eau circule dans les conduites de vapeur individuelles du séparateur où les deux phases sont séparées. La vapeur passe dans les turbines tandis que l'eau est mélangée avec l'eau d'alimentation (vapeur condensée provenant des turbo-alternateurs) et retourne aux pompes de circulation principales.

3.4 Confinement

Le système de confinement de la tranche n° 4 est conçu de telle façon qu'il peut contenir les rejets de substances radioactives en cas d'accident où il y a rupture d'une conduite du circuit de refroidissement du réacteur, à l'exception des conduites de vapeur et d'eau, des extrémités supérieures des canaux de combustible et de certaines parties des conduites descendantes, qui sont toutes à l'extérieur de l'enceinte de confinement. Ce système se compose essentiellement de compartiments étanches entourant certains éléments du circuit caloporteur et d'un système de suppression de pression de type à condensation.

Le système est conçu pour maîtriser tout rejet de vapeur et d'eau résultant de la rupture d'une des conduites les plus grosses (c'est-à-dire les collecteurs), mais il ne semble pas pouvoir le faire dans le cas de la rupture d'un grand nombre de tubes de force.

Les zones au-dessus de la voûte du réacteur qui logent les générateurs de vapeur, les extrémités supérieures des canaux de combustible, les conduites d'alimentation, la partie supérieure des conduites descendantes et d'autres conduites d'interconnexion, sont à l'extérieur de l'enceinte de confinement; par conséquent, elles n'ont essentiellement aucune capacité de suppression de la chaleur ou de contrôle de la pression.

3.5 Système de refroidissement d'urgence du coeur

Le système de refroidissement d'urgence du coeur (SRUC) est un système de sûreté destiné à refroidir le combustible (après l'arrêt du réacteur) par l'introduction d'eau dans les canaux du réacteur en cas d'accident comportant une fuite du SRUC.

Le SRUC comprend trois sous-systèmes indépendants, chacun assurant séparément au moins 50 pour 100 du refroidissement requis. Chaque sous-système comprend une partie à action rapide pour la phase initiale de l'accident et une partie ayant une capacité d'extraction de la chaleur sur une longue période.

Les parties à action rapide de deux sous-systèmes du SRUC se présentent sous la forme d'un ensemble de récipients remplis d'eau ou d'azote à pression élevée raccordés par des conduites au système de refroidissement primaire. La partie à action rapide du troisième sous-système du SRUC est un circuit servant à fournir de l'eau à partir d'une pompe d'alimentation électrique. Un circuit de pompage distinct assure le refroidissement à long terme du coeur du réacteur.

L'alimentation de secours des moteurs électriques des pompes et des vannes à action rapide du SRUC est assuré par le groupe électrogène diesel. Étant donné que la pompe d'alimentation électrique doit avoir une alimentation ininterrompue, elle a été conçue de façon à fonctionner pendant les 45 à 50 premières secondes en utilisant l'énergie du turbo-alternateur en perte de puissance. C'est ce mode de fonctionnement qu'on devait vérifier dans l'épreuve effectuée au moment de l'accident.

3.6 Physique des réacteurs et systèmes de protection et de commande

3.6.1 Modérateur et combustible

Dans le réacteur RBMK, le modérateur qui ralentit les neutrons est composé de graphite et le combustible dans lequel se produit la fission est de l'oxyde d'uranium enrichi en uranium 235 naturel. Le combustible disposé en longs faisceaux d'éléments placés dans des tubes de force est refroidi par la circulation d'un mélange d'eau et de vapeur à haute pression.

3.6.2 Systèmes de protection et de commande

Pour régler le réacteur, on insère dans le coeur ou on en retire des absorbeurs de neutrons se présentant sous forme de longues barres cylindriques. Les différentes classes de barres et leurs fonctions dans les réacteurs RBMK sont les suivantes :

a) barres d'urgence : groupe de 24 barres de commande qui sont suspendues au-dessus du réacteur et automatiquement enfoncées dans le coeur lorsqu'une condition dangereuse est décelée;

b) barres manuelles : groupe de 139 barres actionnées manuellement qui sont utilisées surtout pour ajuster la forme du flux neutronique et, par conséquent, la distribution de puissance dans le coeur. Elles sont enfoncées dans le coeur lorsqu'une condition dangereuse est décelée.

   Une fonction auxiliaire de ces barres est de compenser l'accroissement ou la baisse de la capacité d'absorption des neutrons qui se produit pendant plusieurs heures après une modification du niveau de puissance d'un réacteur. Cette modification de la capacité d'absorption tient à la variation de la quantité de xénon 135, un produit de fission qui est un absorbeur puissant de neutrons et que l'on qualifie par conséquent de «poison»;

c) barres de pilotage : il y a deux groupes de 12 barres de pilotage automatiques dans le réacteur RBMK.

   Dans le premier, soit les barres automatiques locales (BAL), des barres individuelles sont placées de façon symétrique dans le coeur. Par l'insertion ou le retrait automatique de ces barres individuelles, on peut régler la tendance de la distribution de puissance du réacteur à varier d'une région à l'autre.

   À des niveaux de puissance relativement faibles, les réacteurs RBMK peuvent être commandés automatiquement à l'aide du deuxième groupe de barres, soit les barres de pilotage automatiques (BPA), qui sont divisées en trois groupes distincts pour régler le niveau de puissance totale;

d) barres d'ajustement axial : groupe de 24 barres qui sont insérées dans le coeur à partir de la base et qui ajustent la forme de la distribution de puissance le long d'un canal de combustible.

Les 24 barres de commande choisie comme barres d'urgence n'ont d'autre fonction que celle d'être insérées dans le réacteur en cas d'accident. Les barres manuelles de même que les barres de pilotage sont aussi insérées automatiquement dans le coeur lorsqu'une condition dangereuse est décelée.

4. L'Accident

L'accident de Tchernobyl s'est produit au moment où la puissance du réacteur s'est accrue de façon incontrôlée pendant qu'on effectuait une épreuve du matériel électrique.

4.1 But de l'épreuve

Le but de l'épreuve visait à démontrer que l'énergie mécanique d'un turbo-alternateur, dont on a interrompu l'alimentation en vapeur, pouvait être utilisée pour continuer de répondre aux propres besoins d'alimentation électrique du réacteur lorsque les sources d'alimentation normales ne sont pas disponibles. Il s'agissait, semble-t-il, d'une épreuve de mise en service qui n'avait pas réussi pendant la phase initiale de mise en service du réacteur.

En particulier, l'épreuve tendait à prouver que, après interruption de l'alimentation en vapeur d'un turbo-alternateur, ce dernier pouvait continuer à fournir l'énergie électrique nécessaire pour faire fonctionner les pompes de secours pendant les 50 secondes requises pour faire démarrer le groupe électrogène diesel de secours. Il s'agissait d'une deuxième épreuve de cette nature, la première (à la tranche n° 3) ayant échoué, environ un an auparavant, lorsque l'on a trouvé que la tension de sortie diminuait trop rapidement avant que l'énergie mécanique du rotor soit épuisée. Afin de corriger ce problème, on avait apporté une modification aux commandes électriques du turbo-alternateur.

4.2 Plan de l'épreuve

Pour effectuer l'épreuve, il fallait réduire la puissance du réacteur à environ 700 MW(t) et dévier toute la vapeur vers un seul turbo-alternateur (n° 8), l'autre turbo-alternateur étant arrêté. On devait ensuite isoler le turbo-alternateur n° 8 en fermant ses vannes d'arrêt de la vapeur, et l'énergie électrique requise par le matériel important devait être produite en utilisant l'énergie mécanique du rotor du turbo-alternateur. Après l'épreuve, on avait prévu une période d'arrêt planifié pour fins de maintenance.

Le plan de cette épreuve n'a pas été préparé adéquatement et n'a été ni examiné ni autorisé par les personnes ayant l'autorité et les compétences requises en matière de sûreté des réacteurs. De plus, comme il est mentionné ci-dessous, les opérateurs se sont largement écartés à plusieurs reprises du plan de l'épreuve ainsi que des règles et pratiques de sûreté.

L'épreuve visait à prouver qu'un aspect théorique important serait réalisable en pratique et on avait prévenu les opérateurs que, advenant un échec dans la réalisation de l'épreuve avant l'interruption pour fins de maintenance, ils ne pourraient le reprendre qu'au moment de l'arrêt planifié suivant, soit environ une année plus tard. Les opérateurs étaient donc soumis à une pression considérable car ils voulaient réussir l'épreuve avant l'arrêt du réacteur.

4.3 Événements conduisant à l'accident

Nous résumons dans la présente section les principaux événements qui ont conduit à l'accident survenu à la tranche n° 4 de la centrale nucléaire de Tchernobyl. L'annexe A présente une séquence détaillée des événements conduisant à l'accident.

Le 25 avril 1986, à 1 h, le personnel a commencé à réduire la puissance du réacteur en préparation de l'épreuve. À 13 h 05, le turbo-alternateur n° 7 a été mis hors service; la puissance du réacteur était alors de 1600 MW(t). On a utilisé le turbo-alternateur n° 8 pour répondre aux propres besoins d'alimentation électrique du réacteur.

À 14 h, le SRUC a été mis hors service, conformément au plan de l'épreuve. Le SRUC est resté débranché pendant le reste de l'épreuve, bien que son indisponibilité n'ait joué aucun rôle important dans l'accident. En raison des besoins du réseau, on a demandé aux opérateurs de reporter l'épreuve et de maintenir le réacteur à 50 pour 100 de sa pleine puissance. Pendant que la puissance était maintenue à ce niveau, la quantité de poison xénon dans le combustible s'est accrue, ce qui a nécessité le retrait de quelques barres de commande.

À 23 h 10, on a continué de réduire la puissance en vue d'atteindre le niveau cible compris entre 700 et 1000 MW(t). Les opérateurs ont passé la commande d'un système qui réglait automatiquement la distribution de puissance à l'intérieur du réacteur à un système utilisé à plus faible puissance qui réglait la puissance totale sans compensation des effets locaux. Cependant, en effectuant ce transfert, l'opérateur a omis de fixer un point de consigne, de sorte que le système de commande a réduit rapidement la puissance du réacteur jusqu'à 30 MW(t). Cette omission représente en réalité la seule erreur d'exploitation involontaire, car les autres infractions au plan de l'épreuve et aux règles d'exploitation sont des infractions délibérées commises en vue de réussir l'épreuve.

Cette réduction rapide la puissance a provoqué la condensation de la plus grande partie de la vapeur contenue dans les canaux, de sorte que la plus grande partie du vide dans les canaux de combustible a été éliminée. De plus, elle a entraîné un accroissement de l'effet d'empoisonnement par du xénon. Ces deux effets ont provoqué une plus forte absorption des neutrons à l'intérieur du réacteur et, par conséquent, une baisse de la réactivité. Le seul moyen dont disposaient alors les opérateurs pour maintenir le réacteur en fonctionnement afin d'effectuer l'épreuve était de retirer du réacteur des barres de commande manuelles. De cette façon, ils ont pu accroître la puissance du réacteur, mais seulement jusqu'à 200 MW(t).

D'après les règles d'exploitation de la centrale, les opérateurs auraient dû mettre fin à l'épreuve et arrêter le réacteur, puisque le retrait des barres de commande manuelles avait réduit la marge de réactivité d'exploitation bien au-dessous de la limite permise de 30 barres manuelles (ou leur équivalent) insérées. De plus, la puissance du réacteur était à un faible niveau (sous 700 MW(t)) où il est interdit de maintenir le réacteur en fonctionnement, car le réacteur est particulièrement instable à un tel niveau de puissance.

Néanmoins, on a décidé de poursuivre l'épreuve. Le 26 avril, à 1 h 03 et à 1 h 07, les deux autres pompes de circulation principales ont été mises en marche, portant à huit le nombre total de pompes en marche. L'accroissement résultant du débit dans le coeur a entraîné une baisse de production de vapeur, une baisse de la pression de vapeur et une instabilité des niveaux d'eau dans les séparateurs de vapeur. L'exploitation du réacteur à ces débits plus élevés constitue une autre violation des règles d'exploitation. Les opérateurs ont tenté par une intervention manuelle de maintenir le niveau dans

les séparateurs en triplant le débit normal d'eau d'alimentation, mais ils n'ont obtenu qu'un succès modéré. Ils ont bloqué les signaux de protection d'urgence émis en cas de faible niveau et de faible pression dans les séparateurs de vapeur, afin d'empêcher une fois de plus l'arrêt du réacteur avant la fin de l'épreuve. Cette mesure est une autre infraction aux règles d'exploitation.

La réactivité a continué de diminuer en raison d'une baisse de la température d'entrée et d'une diminution du vide dans les canaux. Pour corriger cette situation, les barres de commande automatiques se sont retirées encore plus du réacteur et se sont approchées de leurs limites supérieures. Les opérateurs ont retiré les barres manuelles pour provoquer la réinsertion des barres automatiques dans le coeur.

Comme la pression dans le séparateur de vapeur continuait de baisser, l'opérateur a fermé la conduite de dérivation de la vapeur qui peut être utilisée pour diriger l'excès de vapeur produite directement vers le condenseur ou pour modifier le trajet de toute la vapeur en cas d'arrêt d'urgence du turbo-alternateur. Comme le niveau d'eau dans le séparateur de vapeur continuait de monter, l'opérateur a réduit brusquement, vers 1 h 22, le débit d'eau provenant du circuit d'alimentation. Il en est résulté une production accrue de vapeur dans les canaux de combustible parce qu'une plus grande quantité d'eau chaude provenant du séparateur entrait dans le coeur. Pour compenser l'accroissement de réactivité dû à l'accroissement du vide dans le coeur, les barres de commande automatiques ont commencé à s'enfoncer plus profondément. Pendant la minute qui a suivi, le réacteur a semblé se stabiliser, les barres de commande automatiques ont cessé de se déplacer, le taux de production de vapeur s'est stabilisé et les niveaux des séparateurs de vapeur étaient stables.

À ce stade, un listage d'ordinateur montrant l'état des paramètres importants du réacteur indiquait clairement que la marge de réactivité était à un niveau tel qu'il fallait, en vertu des règles d'exploitation, arrêter immédiatement le réacteur. Les opérateurs n'ont pas respecté cette exigence afin de pouvoir effectuer l'épreuve avant l'arrêt du réacteur.

Avant de commencer l'épreuve, les opérateurs ont commis une autre infraction aux règles en empêchant l'arrêt du réacteur qui doit se produire lorsque les deux turbo-alternateurs sont arrêtés d'urgence. Ils ont agi de la sorte afin que le réacteur continue de fonctionner et qu'il soit ainsi possible de répéter l'épreuve au besoin.

Le réacteur était dans un état très inhabituel où il était difficile d'assurer la commande; cet état pouvait devenir très instable. Les canaux de combustible étaient, à toutes fins pratiques, pleins d'eau à la température d'ébullition ou près de celle-ci, et les huit pompes de circulation entretenaient un débit anormalement élevé. La puissance du réacteur était relativement faible (environ 7 pour 100 de la pleine puissance) et la distribution du flux neutronique (et de la puissance) était anormale : faible au centre et très élevée près du sommet et de la base. Les barres de commande automatiques étaient insérées partiellement; cependant, la valeur de réactivité qu'il leur restait, était relativement faible, particulièrement en comparaison de l'effet de réactivité positive pouvant résulter d'un accroissement du vide. Les mécanismes d'arrêt d'urgence en cas d'anomalie du niveau ou de la pression dans le

séparateur de vapeur et en cas d'arrêt des deux turbo-alternateurs avaient été bloqués, de sorte que les seuls signaux d'arrêt d'urgence disponibles étaient ceux qui se produisent en cas d'anomalie du niveau de puissance et du taux de variation du niveau de puissance du réacteur. De plus, les barres de commande manuelles avaient été retirées sur une trop grande distance, de sorte que la marge de réactivité était trop faible et que la vitesse à laquelle le système d'arrêt pouvait intervenir en cas d'accident était grandement réduite. Enfin, en raison de la configuration du réacteur, l'effet de réactivité cavitaire avait augmenté d'environ 50 pour 100.

L'épreuve a commencé à 1 h 23 lorsque les opérateurs ont fermé les vannes des conduites amenant la vapeur au turbo-alternateur. Cette opération a entraîné une baisse graduelle du débit vers le réacteur à mesure que les pompes alimentées par le turbo-alternateur ont commencé à perdre de la puissance. Le réacteur est resté en régime de puissance, étant donné que le signal d'arrêt en cas de perte de la turbine avait été bloqué.

La fermeture des vannes a entraîné immédiatement un accroissement de la pression dans le système caloporteur, ce qui a entraîné une autre baisse du vide dans les canaux. L'un des groupes de barres de pilotage automatiques a commencé à se retirer du coeur pour compenser cette faible baisse de réactivité. Cependant, la baisse du débit de caloporteur dans le réacteur résultant de la perte de puissance des pompes a par la suite entraîné un accroissement du vide et, par conséquent, un accroissement de la réactivité. Cet effet a été assez important pour que les trois groupes de barres de commande automatiques commencent à s'enfoncer dans le réacteur en guise de compensation. Vers 1 h 23 min 40 s, les barres de commande automatiques ne pouvaient plus compenser l'accroissement de réactivité causé par l'augmentation du vide, de sorte que la réactivité et la puissance du réacteur ont commencé à s'intensifier.

À peu près à cette heure, l'opérateur a essayé d'arrêter le réacteur manuellement en appuyant sur le bouton d'arrêt d'urgence, ce qui devait provoquer l'insertion dans le réacteur de toutes les barres de commande et d'urgence. Cependant, comme la marge de réactivité d'exploitation avait été grandement réduite et que la vitesse d'insertion des barres était relativement faible, cette opération n'a pas permis d'empêcher la brusque montée de puissance qui a suivi.

À mesure que la puissance augmentait, le taux de production de vapeur s'élevait, ce qui a provoqué un nouvel accroissement du vide dans le réacteur. En raison de l'effet de rétroaction de la réactivité cavitaire positive, l'accroissement du vide lui-même a entraîné un accroissement encore plus marqué de la puissance. Ces deux effets se sont combinés pour produire un effet de rétroaction positive qui a entraîné une augmentation très rapide de la puissance du réacteur.

Les Soviétiques ont par la suite estimé, en se basant sur des calculs de la physique des réacteurs, que dans ces conditions le réacteur pourrait plus que centupler sa pleine puissance en quelques secondes. Une saute de puissance aussi importante pourrait provoquer une fragmentation violente du combustible et produire de grandes quantités de vapeur, puis les très fortes pressions résultantes détruiraient le réacteur. Le niveau réel de puissance atteint et le point auquel s'est produite l'explosion sont des questions sur lesquelles

on peut formuler diverses hypothèses. Il est aussi possible, étant donné la taille importante du réacteur et la distribution déformée de la puissance, que la saute de puissance initiale se soit produite seulement dans une partie du réacteur. Quoi qu'il en soit, le résultat a été une explosion de vapeur extrêmement violente, suivie quelques secondes plus tard d'une deuxième explosion qui, croit-on, a été causée par l'inflammation de l'hydrogène produit par des réactions chimiques à de très hautes températures. Le réacteur a été détruit par ces explosions.

Des témoins se trouvant à l'extérieur du bâtiment ont entendu les deux explosions successives et ont vu des produits en combustion et des étincelles monter dans l'air au-dessus du réacteur. Une partie de ces produits est tombée sur le toit du bâtiment de la turbine, allumant une trentaine de foyers d'incendie.

4.4 Événements subséquents

Immédiatement après l'explosion, le plus grave danger était le risque de propagation des incendies à d'autres parties de la centrale. Par leurs efforts héroïques, les pompiers ont réussi à confiner ces incendies et à les éteindre vers 5 h. Cependant, ils ont travaillé dans des zones de rayonnement intense et de forte contamination radioactive. En conséquence, de nombreux pompiers ont reçu de très fortes doses de rayonnement, dont certaines se sont révélées fatales par la suite.

Les explosions ont détruit le dessus du réacteur, soulevé l'écran de protection en béton et fait basculer sur le côté la machine de chargement du combustible. Une bande magnétoscopique des Soviétiques montre les dommages très étendus causés au réacteur et au matériel connexe.

En raison des dommages causés par l'explosion, de l'air a pénétré dans le réacteur et a entraîné la combustion du graphite. De plus en plus de produits de fission du combustible chaud ont alors été rejetés. Dans un effort pour éteindre l'incendie et réduire les rejets de substances radioactives, les Soviétiques ont largué sur le réacteur de grandes quantités de matériaux à partir d'hélicoptères : du bore (un asborbeur de neutrons, pour faire en sorte que le réacteur reste arrêté), de la dolomite, du plomb, du sable et de l'argile. Cette mesure a été efficace au début, mais elle a aussi limité les pertes de chaleur et permis au combustible de se réchauffer, ce qui a éventuellement entraîné un accroissement des rejets radioactifs. Enfin, environ 10 jours après l'accident, de l'azote liquide a été injecté sous la voûte du réacteur, ce qui a eu pour effet de refroidir le combustible et, en l'empêchant de s'oxyder davantage, d'arrêter essentiellement le rejet de produits de fission.

Bien que cette étape ait constitué en gros la fin de l'accident, il a fallu déployer d'importants efforts pour décontaminer les environs du réacteur et des autres tranches. Le réacteur endommagé a éventuellement été enseveli sous un gros ouvrage en béton qui l'a isolé du reste de la centrale et de l'environnement.

Les tranches n° 1 et n° 2 du complexe de Tchernobyl ont par la suite été remises en marche, mais la tranche n° 3, plus fortement contaminée, est toujours arrêtée.

5. Rejets radioactifs et effets sur la santé

5.1 Rejets

La tranche n° 4 de la centrale de Tchernobyl contenait un stock radioactif d'environ 4×10^{19} becquerels (Bq) au moment de l'accident. En se basant sur des mesures des rayonnements et sur différentes analyses techniques d'échantillons prélevés dans un rayon de 30 km autour de la centrale de Tchernobyl et à la grandeur de l'URSS, les Russes ont estimé qu'environ 1×10^{18} à 2×10^{18} Bq ont été libérés. Ces valeurs ne tiennent pas compte des rejets de xénon et de krypton; ces gaz rares, croit-on, ont été libérés complètement. De 10 à 20 pour 100 des radionucléides volatils de l'iode, du césium et du tellure, ont été libérés et les rejets de radionucléides plus réfractaires, comme le baryum, le strontium, le plutonium, le cérium, etc., variaient entre 3 et 6 pour 100.

Le rejet de radionucléides hors de la centrale de Tchernobyl ne s'est pas produit en une seule étape. Seulement 25 pour 100 des matières radioactives rejetées (à l'exclusion des gaz rares) l'ont été au cours de la première journée de l'accident. Les autres matières radioactives ont été rejetées suivant un long processus s'étalant sur une période de neuf jours.

5.2 Effets sur les travailleurs

Deux personnes sont mortes instantanément au cours de l'explosion et de l'incendie. En plus, on a diagnostiqué que 203 autres travailleurs et pompiers souffraient du mal des rayons à des degrés variables. De ces 203 personnes, 29 sont mortes par la suite.

5.2.1 Radiodermites

La plus grande partie de la documentation générale sur les effets aigus d'une irradiation porte sur le syndrome aigu d'irradiation, une condition qui résulte de la destruction des tissus hématopoïétiques de la moëlle osseuse rouge et du revêtement des voies gastro-intestinales. Cependant, un effet grave observé chez de nombreuses victimes de l'accident de Tchernobyl a été celui de radiodermites causées par le contact avec des poussières radioactives provenant du coeur du réacteur endommagé.

Au total, 56 personnes ont souffert de radiodermites à différents degrés. De ces 56 cas de radiodermites, 20 ont été classés comme «incompatibles avec la vie» (40 à 100 pour 100 de destruction de la peau) et 9 comme «mettant la vie en danger». Il semble que les radiodermites aient été la principale cause de décès d'un grand nombre des victimes.

5.2.2 Syndrome aigu d'irradiation

Deux cent trois personnes ont souffert du syndrome aigu d'irradiation, dont les premiers symptômes sont des vomissements et des nausées, suivis d'une dépression des cellules sanguines et des plaquettes. Les fourchettes de doses absorbées et les statistiques concernant les cas s'établissent comme suit :

Degré de gravité	Dose (en grays)	Nombre de victimes	Nombre de décès
IV	6-16	22	21
III	4-6	23	7
II	2-4	53	1
I	1-2	105	0
Totaux		203	29

Vingt victimes ayant subi des dommages irréversibles de la moëlle osseuse ont été choisies pour recevoir des greffes. De ce nombre, sept patients sont morts des suites des radiodermites avant que les greffes puissent être évaluées. Six autres ont rejeté les greffes. Chez les autres victimes, on a observé une certaine amélioration, mais elle n'était ni stable ni permanente.

5.2.3 Contamination interne

Bien qu'un grand nombre de victimes aient absorbé des radionucléides par respiration, ingestion ou directement par des lésions de la peau, la contamination interne résultante n'était pas l'un des principaux facteurs contribuant aux effets à court terme.

5.2.4 Exposition aux neutrons

L'absence de sodium 24, un produit d'activation, dans les échantillons de biodosage a indiqué que les victimes n'avaient pas été exposées aux neutrons. Les dommages étaient dus principalement à l'exposition de l'organisme entier au rayonnement gamma et à l'exposition de la peau au rayonnement bêta.

5.3 Effets sur la population générale de l'URSS

Les figures 3 et 4 montrent respectivement la position géographique de la centrale de Tchernobyl par rapport aux autres pays et aux zones habitées avoisinantes.

5.3.1 Évacuation des villes

Au début, on a ordonné aux habitants de Pripyat et des autres villes voisines de rester à l'intérieur des maisons. On a distribué des pastilles d'iodure de potassium de porte en porte dans le but de réduire l'absorption d'iode radioactif par la thyroïde. Cependant, le 26 avril au soir, on a compris qu'une évacuation générale était nécessaire. Les émissions continues du réacteur endommagé pouvaient entraîner des doses individuelles dépassant 0,25 sievert (Sv), soit le seuil où une évacuation s'impose. Le dimanche matin 27 avril, les intensités de rayonnement mesurées dans les rues de Pripyat atteignaient des niveaux inacceptables. L'évacuation a commencé à 14 h; à 16 h 45, les 49 000 habitants de Pripyat étaient évacués. La ville de Tchernobyl (12 000 habitants) et la campagne avoisinante, dans un rayon de 30 km autour du réacteur, ont été évacuées pendant les deux jours suivants. De nombreux habitants présentaient des symptômes évidents d'ingestion et de respiration d'iode radioactif. Malgré les niveaux accrus d'irradiation externe, on n'a rapporté aucun cas de syndrome aigu d'irradiation.

On a interdit tout approvisionnement en lait lorsque la teneur en iode radioactif dépassait 0,1 microcurie par litre (3 700 Bq/L). Une grande partie de la zone de 30 km de rayon entourant le réacteur est encore inhabitable. Les débits de dose dans certaines parties de cette zone dépassent 0,2 milligray (mGy) par heure (le débit de dose du fond de rayonnement normal est de 0,0001 mGy par heure).

La contamination des cours d'eau ne semble pas avoir été un problème grave, mais la piscine de refroidissement de la centrale a été contaminée.

5.3.2 Distribution de pastilles d'iode

La distribution de pastilles à la population de la région immédiate a commencé à 9 h, le 26 avril. Cette intervention rapide à raison de doses de 250 mg par jour a permis une saturation adéquate de la thyroïde dans la population, car il n'y a pas eu d'irradiation importante due à l'iode radioactif avant la fin de la journée, à cause des conditions météorologiques et du courant ascendant au-dessus du réacteur. Moins de 3 pour 100 de la population touchée a reçu des doses à la thyroïde dépassant 0,3 Sv (la limite d'exposition professionnelle recommandée par la CIPR est de 0,5 Sv par année). Cependant, on ne sait pas si ces résultats positifs sont attribuables à la distribution des pastilles d'iode ou à l'évacuation rapide et à l'interdiction de consommer du lait.

5.3.3 Effets sur la santé à long terme

Il y a eu des reportages contradictoires dans les médias quant au nombre de décès éventuels dus à des cancers ou à des anomalies génétiques pouvant résulter de la contamination produite par l'accident de Tchernobyl. Le tableau qui suit résume les doses accumulées estimées par les autorités soviétiques pour la population évacuée et pour la partie européenne de l'URSS. En se basant sur un coefficient de risque de $1{,}25 \times 10^{-2}$ décès par sievert, soit la valeur approximative obtenue en extrapolant les données sur les conséquences des doses élevées en utilisant une hypothèse de relation dose-effet sans seuil, on arriverait aux conséquences énumérées ci-dessous. Il est possible que cette extrapolation surestime les conséquences, mail il est évident que l'accroissement du risque qu'une personne soit atteinte d'un cancer est faible. Cependant, lorsque ce faible risque est appliqué à une grande population, le nombre de décès prévu est élevé.

	Population évacuée	URSS d'Europe	
Type d'exposition	Externe	Externe	Interne
Nombre de personnes	135 000	74,5 millions	74,5 millions
Dose moyenne sur 50 ans (en mSv)	120	3,8	28
Dose collective (en personnes-sieverts)	16 000	290 000	2,1 millions
Cas de cancer mortel prévus	200	3 600	26 000
Pourcentage du nombre total de cas de cancer prévus	1,6	0,04	0,3

5.4 Effets à l'extérieur de l'URSS

Voici un bref résumé des renseignements fournis à la réunion organisée par le Comité de protection radiologique et de santé publique de l'Agence de l'OCDE, tenue à Paris les 1er et 2 septembre 1986, en vue d'analyser les conséquences de l'accident de Tchernobyl pour les États membres.

	Canada	Tous les pays de l'OCDE (y compris le Canada)
Dépôt d'iode 131 total (en TBq)*	950	95 000
Dépôt de césium 134 et 137 total (en TBq)	420	16 000
Dose collective (en personnes-sieverts)	60	56 000
Cas possibles de cancer fatal	< 1	700
Pourcentage du nombre total de cas de cancer prévus	<< 1	<< 1

*TBq = térabecquerel = 10^{12} becquerels.

De toute évidence, le tableau précédent est incomplet, puisqu'il ne contient pas les données relatives à l'Europe de l'Est et à la plus grande partie de l'Asie.

Une fois de plus, il est évident que l'accroissement du risque de cancer pour une personne est très faible. Des renseignements plus détaillés sur la propagation des substances radioactives vers le Canada et sur les effets radiologiques au Canada sont présentés dans l'ouvrage de référence 8.

6. Comparaison entre le réacteur de Tchernobyl et les réacteurs CANDU

L'annexe B contient une comparaison détaillée entre les caractéristiques de conception de la centrale nucléaire de Tchernobyl et celles des centrales nucléaires canadiennes. Les aspects qui sont importants sur le plan de la sûreté des réacteurs sont traités de façon plus approfondie ci-dessous.

6.1 Aménagement de la centrale

L'aménagement général de la centrale de Tchernobyl ressemble dans les grandes lignes à celui des centrales canadiennes Pickering, Bruce et Darlington. Toutes ces centrales comportent plusieurs réacteurs et elles sont toutes dotées d'un hall des machines commun qui longe toute la centrale et qui loge les turbo-alternateurs. Les bâtiments qui logent les réacteurs sont annexés au hall des machines.

6.2 Confinement

Le système de confinement de la centrale de Tchernobyl est décrit à la section 2.4 et il est différent du système utilisé dans les réacteurs CANDU.

Il y a deux modèles fondamentaux de systèmes de confinement dans les centrales CANDU : un bâtiment de réacteur à pression élevée et un bâtiment de réacteur relié à un bâtiment sous vide dont le rôle est d'absorber l'énergie libérée. Les deux modèles sont dotés de systèmes d'aspersion dont le rôle est de condenser la vapeur et de réduire la pression. Les deux systèmes doivent supporter la pression de crête résultant de la rupture d'une des canalisations les plus grosses dans le système caloporteur du réacteur.

Les systèmes de confinement des réacteurs CANDU sont supérieurs puisque tout le système caloporteur est presque complètement situé à l'intérieur de l'enceinte de confinement, mais aucun des deux modèles n'a été conçu de façon que sa structure puisse supporter un accident de réactivité dont les conséquences seraient aussi graves que celles de l'accident de Tchernobyl.

6.3 Cycle direct et cycle indirect

Les réacteurs de la centrale nucléaire de Tchernobyl sont des réacteurs à cycle direct, c'est-à-dire que la vapeur formée dans les canaux, après avoir traversé les séparateurs de vapeur qui éliminent l'eau entraînée, sert directement à entraîner les turbo-alternateurs. Dans la filière CANDU, un circuit distinct de vapeur et d'eau d'alimentation extrait de la chaleur du circuit caloporteur primaire du réacteur au moyen de gros échangeurs thermiques (générateurs de vapeur), et c'est la vapeur produite dans ce circuit secondaire qui entraîne les turbines. C'est pourquoi ce réacteur est dit «à cycle indirect».

Le réacteur à cycle direct est plus sensible aux variations des conditions du réacteur et du turbo-alternateur. Dans le cycle direct, l'eau d'alimentation du condenseur de la turbine est retournée au séparateur de vapeur, où elle se mélange au caloporteur du réacteur. Les variations de débit de la vapeur ou de l'eau peuvent donc avoir un effet de rétroaction direct sur la température et la pression à l'entrée du coeur, et, par conséquent, sur la réactivité,

avec un retard qui correspond seulement au temps de transport. Cette caractéristique de conception a joué un rôle important dans l'accident.

6.4 Modérateur

Après l'explosion, le modérateur au graphite du réacteur de Tchernobyl s'est trouvé exposé à l'air et a commencé à brûler. On a beaucoup travaillé pour éteindre cet incendie, parce que le courant ascendant qu'il produisait transportait de grandes quantités de substances radioactives dans l'atmosphère et dans les zones avoisinantes.

Dans la filière CANDU, l'utilisation d'eau lourde comme modérateur élimine à la fois la possibilité d'un incendie après un accident et la dispersion à grande échelle de substances radioactives pouvant en résulter.

6.5 Systèmes d'arrêt d'urgence

Bien que les systèmes d'arrêt d'urgence installés dans les réacteurs CANDU jouent le même rôle fondamental que les systèmes utilisés dans les réacteurs RBMK, leur conception et leur principe général de fonctionnement sont très différents.

Bien que les barres d'urgence utilisées dans les réacteurs RBMK remplissent une fonction similaire à celles des systèmes de sûreté des réacteurs CANDU, en ne servant qu'à des fins d'arrêt, elles sont actionnées à partir des mêmes signaux utilisés pour actionner les barres de commande manuelles. De plus, l'efficacité du système d'arrêt d'urgence de la centrale de Tchernobyl dépend à la fois de la puissance à laquelle fonctionne le réacteur et de la forme du flux de neutrons dans le réacteur. Cette double utilisation des mêmes détecteurs est contraire aux exigences canadiennes en matière de sûreté d'après lesquelles des détecteurs distincts doivent être utilisés pour les systèmes d'arrêt d'urgence et, en autant que les conditions pratiques le permettent, les signaux d'arrêt d'urgence doivent provenir à la fois de différents types et de différentes méthodes de mesure. Les systèmes d'arrêt d'urgence des réacteurs CANDU doivent aussi être pleinement efficaces dans toutes les conditions d'exploitation.

Dans les réacteurs RBMK, comme on l'a décrit précédemment, on utilise un groupe de barres de commande manuelles pour régler la forme de la distribution de puissance à la grandeur du réacteur, mais aussi pour remplir simultanément une fonction de sûreté en les insérant dans le réacteur, afin de seconder les barres d'urgence en cas de détection d'une condition dangereuse. Par opposition, les réacteurs CANDU doivent être munis de systèmes d'arrêt d'urgence qui sont indépendants du système de commande.

La plus importante différence entre les modèles de systèmes d'arrêt d'urgence est la vitesse à laquelle les barres absorbantes sont introduites dans le coeur. Dans les réacteurs RBMK, les barres sont introduites à une vitesse de 0,4 m/s dans le réacteur, de sorte qu'il faut 20 secondes pour insérer complètement les barres d'urgence. Un système d'arrêt d'urgence type d'un réacteur CANDU peut arrêter le réacteur en moins de 2 secondes.

6.6 Systèmes de commande

Le principe du système de commande des réacteurs CANDU est similaire à celui du système utilisé dans les réacteurs de Tchernobyl, dans la mesure où les deux exercent une fonction de commande dans des régions distinctes du coeur ou encore sur une base moyenne ou «globale».

Au lieu d'être basé sur l'introduction de barres de commande, le système de commande automatique de la filière CANDU utilise des compartiments partiellement remplis d'eau. Ces compartiments sont remplis ou vidés de façon à modifier la capacité d'absorption de neutrons dans les différentes régions ou zones du coeur. Dans le mode de commande globale, les compartiments se vident ou se remplissent en même temps.

Une différence importante est la réponse de chaque système lorsqu'un régulateur approche d'une limite physique à laquelle sa capacité d'assurer la commande est gravement réduite. Dans le réacteur RBMK, lorsque les barres de commande approchent de leur limite, il faut une intervention manuelle pour les ramener dans leur domaine de fonctionnement (en insérant ou en retirant des barres de commande manuelles), tandis que dans le réacteur CANDU, un groupe distinct d'absorbeurs de commande est automatiquement introduit lorsque les compartiments de réglage des zones sont presque pleins. D'autre part, lorsque les compartiments de réglage des zones sont près de leur limite de vidage, le système de commande du réacteur CANDU retire automatiquement des absorbeurs du coeur jusqu'à ce qu'ils reviennent dans leur plage normale de fonctionnement. Cette différence majeure de conception a été un facteur important dans la perte de contrôle qui a déclenché l'emballement du réacteur de Tchernobyl.

6.7 Réactivité cavitaire positive

L'effet de rétroaction de la réactivité cavitaire positive est une caractéristique des réacteurs de Tchernobyl que l'on trouve aussi dans les réacteurs CANDU, mais non dans la plupart des autres types de réacteurs. L'incidence de cet effet est analysée à la section 7.

On estime que la réactivité positive résultant de la création de bulles dans le caloporteur d'une seule boucle d'un réacteur CANDU serait d'environ 7 mk, et que, dans les réacteurs à deux boucles, elle s'élèverait jusqu'à environ 11 mk si le liquide des deux boucles était expulsé complètement. Ces estimations se comparent à l'accroissement de réactivité positive de 5 mk (estimés) résultant du vidage des deux boucles d'un réacteur RBMK fonctionnant à pleine puissance. Cependant, aux faibles niveaux de puissance où l'accident de Tchernobyl s'est produit et où les canaux étaient alors presque entièrement remplis d'eau, et le vide complet aurait entraîné un très fort accroissement de la réactivité 30 mk. À des niveaux de puissance similaires dans un réacteur CANDU, le vidage complet produirait encore un accroissement de réactivité de 11 mk.

6.8 Importance de l'intervention de l'opérateur

Dans la conception et l'exploitation du réacteur de Tchernobyl, il semble que la sûreté dépende grandement de l'intervention adéquate de l'opérateur. Il semble qu'on ait demandé aux opérateurs de veiller continuellement à ce qu'un

nombre suffisant de barres de commande manuelles soient introduites dans le coeur, afin de maintenir une marge de réactivité de fonctionnement précise et assurer ainsi l'efficacité du système d'arrêt d'urgence du réacteur. Pour assurer la sûreté du fonctionnement, il aurait fallu aussi éviter de faire fonctionner le réacteur à des niveaux de puissance relativement faibles et à des débits élevés du caloporteur, car dans ces conditions le réacteur pourrait être très instable.

La sûreté de fonctionnement de tous les réacteurs dépend de l'intervention adéquate des opérateurs. Cependant, le réacteur CANDU est moins sensible aux erreurs des opérateurs que le réacteur de Tchernobyl. En particulier, les systèmes de commande automatiques sont conçus de telle façon que l'intervention de l'opérateur est rarement requise, si jamais elle ne l'est, pour maintenir leur capacité. De plus, l'efficacité des systèmes d'arrêt d'urgence à répondre à un accroissement rapide de la réactivité ne dépend pas de l'intervention adéquate des opérateurs.

7. Incidence de l'accident de Tchernobyl sur les réacteurs CANDU

7.1 Réactivité cavitaire positive

Le coefficient de vide positif est une caractéristique de conception du réacteur de Tchernobyl qui a joué un rôle très important dans l'accident. Comme on l'a indiqué à la section 5.7, les réacteurs CANDU ont aussi un coefficient de vide positif, bien que l'effet soit plus faible (par un facteur d'environ 3) que dans le réacteur de Tchernobyl, lorsqu'ils fonctionnent à de faibles niveaux de puissance. Dans l'accident de Tchernobyl, bien que le système d'arrêt d'urgence ait fonctionné de la façon prévue, il n'avait pas été conçu pour maîtriser l'accroissement rapide de réactivité provoqué par l'augmentation soudaine du vide dans le caloporteur et il n'était pas, par conséquent, en mesure d'agir assez rapidement pour arrêter la saute de puissance du réacteur. Si un tel événement, c'est-à-dire la saute rapide de puissance sans système d'arrêt efficace, devait se produire dans un réacteur CANDU, le coefficient de vide positif aggraverait l'accroissement de réactivité et il est difficile de prévoir si le réacteur s'arrêterait de lui-même avant que la puissance atteigne un niveau auquel une rupture violente se produirait. Cependant, si le système d'arrêt fonctionnait de la façon prévue, il mettrait fin à l'accroissement de réactivité et préviendrait les conséquences graves.

Tous les types de réacteurs commerciaux au monde sont dotés de mécanismes qui augmentent la réactivité de façon appréciable, que le coefficient de vide soit positif ou négatif, et ils ont donc besoin d'être munis de systèmes d'arrêt d'urgence en cas d'accident où il y a accroissement de la réactivité. Dans la conception de tous les réacteurs et dans le processus de délivrance des permis, il faut s'assurer que les systèmes d'arrêt d'urgence peuvent agir assez rapidement et ajouter une quantité de réactivité négative suffisante pour compenser la réactivité maximale qui peut s'ajouter en cas d'accident.

L'accident du réacteur NRX à Chalk River, en 1952, ressemblait sur certains plans à l'accident de Tchernobyl, bien qu'il ait été beaucoup moins grave. Cet accident a aussi été causé par l'emballement du réacteur que les mécanismes d'arrêt automatiques, étant donné les circonstances, n'ont pas pu maîtriser. Suite à cet accident, on a rédigé des normes canadiennes de conception et des exigences de sûreté relatives à l'installation de systèmes d'arrêt d'urgence à action rapide, très fiables, afin de prévenir des accidents comme ceux qui se sont produits avec le réacteur NRX ou le réacteur de Tchernobyl.

L'incidence du coefficient de vide positif dans les réacteurs CANDU ne peut donc pas être considérée de façon isolée et doit plutôt être examinée en regard de l'efficacité des systèmes d'arrêt d'urgence à maîtriser les accidents où la réactivité cavitaire joue un rôle. Cet aspect est analysé dans la prochaine section.

7.2 Exigences de la CCEA en matière d'efficacité des systèmes d'arrêt d'urgence

Depuis le début du programme des réacteurs CANDU commerciaux, la CCEA exige que chaque réacteur soit muni d'un système d'arrêt d'urgence pouvant arrêter le réacteur rapidement dans une très vaste gamme d'accidents possibles. Elle

exige que les systèmes d'arrêt soient indépendants des systèmes de commande du réacteur et qu'ils satisfassent à des critères de fiabilité rigoureux.

La déclaration de principe en matière de réglementation R-10 de la CCEA (référence 3) qui s'applique aux réacteurs pour lesquels un permis de construction a été accordé après le 1er janvier 1977, exige qu'il y ait deux systèmes d'arrêt d'urgence différents et indépendants, chacun capable à lui seul d'arrêter le réacteur rapidement, au besoin. Tous les réacteurs des centrales Bruce A, Bruce B, Pickering B, Darlington, Gentilly 2 et Point Lepreau comprennent deux systèmes d'arrêt d'urgence indépendants, conformément à cette exigence. Le document de consultation C-8 de la CCEA (référence 5) qui sera bientôt publié en tant que déclaration de principe en matière de réglementation, confirme cette exigence et contient des exigences plus détaillées pour la réalisation sur l'efficacité et la fiabilité des systèmes d'arrêt d'urgence.

Les analyses de sûreté des réacteurs CANDU sont nécessaires afin de démontrer l'efficacité de chaque système d'arrêt d'urgence à arrêter le réacteur assez rapidement pour réduire les conséquences d'une vaste gamme d'accidents pouvant se produire à n'importe quel niveau de puissance. Ces accidents hypothétiques comprennent la rupture d'une grosse canalisation du système de refroidissement principal du réacteur, une perte de charge partielle ou totale des pompes de circulation et une défaillance du système de commande du réacteur. De telles défaillances risquent toutes de produire un accroissement rapide du volume de vapeur dans le réacteur et, par conséquent, un effet de réactivité positive en raison du coefficient de vide positif. Pour ces raisons, on exige que l'efficacité des systèmes d'arrêt d'urgence des réacteurs CANDU soit beaucoup plus grande que celle du système de protection d'urgence des réacteurs de Tchernobyl, particulièrement en ce qui a trait à la vitesse à laquelle ils peuvent arrêter le réacteur. Tandis que le système des réacteurs de Tchernobyl est conçu pour augmenter la réactivité négative à raison d'environ 5 mk/s, le système d'arrêt d'urgence d'un réacteur CANDU peut ajouter au moins 24 mk en moins de 2 secondes, et même davantage dans certains modèles.

De plus, le critère selon lequel les systèmes d'arrêt d'urgence des réacteurs CANDU doivent être entièrement indépendants des systèmes de commande du réacteur signifie que l'efficacité de ces systèmes d'arrêt d'urgence ne doit pas dépendre de l'action supplémentaire des barres du système de commande, comme ce fut le cas à Tchernobyl.

Pour les réacteurs qui ont deux systèmes d'arrêt d'urgence entièrement efficaces, fiables et indépendants, la possibilité qu'aucun des systèmes n'arrête efficacement le réacteur en cas d'urgence est extrêmement faible. Pour cette raison, la CCEA accepte qu'il ne soit pas nécessaire de tenir compte, dans les analyses de sûreté de ces réacteurs, de l'incapacité totale d'arrêter le réacteur en cas d'accident.

D'après les considérations qui précèdent, on conclut que les réacteurs qui sont conformes aux exigences actuelles de la CCEA en matière de sûreté sont protégés adéquatement contre des accidents semblables à celui de Tchernobyl. Les critères de conception des systèmes d'arrêt d'urgence sont assez rigoureux pour assurer un arrêt rapide du réacteur au besoin, même en cas d'accidents où le coefficient de vide positif joue un rôle important.

Néanmoins, étant donné la gravité de l'accident de Tchernobyl, il semble prudent de réexaminer les analyses de sûreté des réacteurs CANDU en accordant une attention particulière aux événements pouvant s'accompagner d'un accroissement rapide du volume de vapeur ou de la réactivité, afin de s'assurer que les systèmes d'arrêt d'urgence sont réellement assez efficaces. De plus, il semble opportun d'examiner les configurations possibles des dispositifs de contrôle de la réactivité afin de s'assurer qu'il n'est pas possible de placer le réacteur dans une configuration inhabituelle dans laquelle les systèmes d'arrêt d'urgence pourraient devenir insuffisamment efficaces.

La conclusion relative aux quatre réacteurs de la centrale Pickering A est différente, puisque chacun de ces réacteurs est muni d'un seul système d'arrêt d'urgence. Bien qu'il y ait deux mécanismes d'arrêt, soit la vidange du modérateur (eau lourde) et l'insertion de barres d'arrêt, ces mécanismes ne sont pas indépendants l'un de l'autre et ils dépendent d'instruments communs. De plus, la vidange du modérateur est relativement lente. À l'époque à laquelle le premier permis a été accordé pour la centrale Pickering A, la CCEA n'exigeait pas l'existence de deux systèmes d'arrêt d'urgence indépendants, mais plutôt une analyse des accidents où l'emballement du réacteur ou la perte de caloporteur s'accompagnerait d'une défaillance complète du système d'arrêt d'urgence.

La première analyse de sûreté effectuée pour la centrale Pickering A comprenait une analyse de cet accident hypothétique et on a conclu que les doses à la population ne dépasseraient pas les limites de doses de référence imposées par la CCEA. Cependant, on n'a pas effectué d'analyse quantitative détaillée. C'est en grande partie en raison de la nature hypothétique de ces analyses que l'exigence d'un deuxième système d'arrêt d'urgence a par la suite été imposée aux nouveaux réacteurs.

Afin d'établir une base plus fiable d'évaluation de la sûreté des réacteurs de la centrale Pickering A, Ontario Hydro a par la suite effectué une analyse de l'efficacité du système d'arrêt d'urgence à différents niveaux d'endommagement. Elle a conclu que le système d'arrêt d'urgence pourrait prévenir efficacement les conséquences graves, même si plusieurs barres d'arrêt d'urgence ne descendaient pas dans le coeur. Ces analyses ont permis de mieux s'assurer que la probabilité d'un accident aux conséquences graves serait faible.

De plus, lorsque le permis d'exploitation a d'abord été délivré pour les réacteurs de la centrale Pickering A, l'exigence de la CCEA concernant le système d'arrêt d'urgence était que le manque de fiabilité ne dépasse pas $10^{-2,5}$, c'est-à-dire que l'incapacité de fonctionner ne devait pas se produire plus d'une fois sur environ 300 tentatives. La fiabilité du système d'arrêt d'urgence, comme l'indiquent les rapports annuels d'Ontario Hydro sur l'exploitation des centrales, a été beaucoup plus élevée. Ce résultat confirme que le risque d'événements où il y aurait défaillance du système d'arrêt d'urgence est faible.

Néanmoins, étant donné la gravité des conséquences de l'accident de Tchernobyl, il semble prudent de réexaminer la sûreté des réacteurs de la centrale Pickering A, particulièrement du point de vue des accidents où une

défaillance du système de commande du réacteur ou une perte de caloporteur s'accompagnerait d'une panne du système d'arrêt d'urgence.

7.3 Conformité aux règles d'exploitation

L'accident de Tchernobyl n'aurait pas eu lieu si les opérateurs n'avaient pas commis plusieurs infractions graves aux règles d'exploitation du réacteur. La section 3 traite de ces infractions et l'annexe C en donne la liste. Ces infractions ont été commises parce que l'on voulait terminer l'épreuve avant que le réacteur soit arrêté pour fins de maintenance. Cependant, il est difficile de comprendre pourquoi les opérateurs ont choisi de s'écarter à ce point des règles d'exploitation plutôt que de mettre fin à l'épreuve.

Le permis d'exploitation de tous les réacteurs de puissance au Canada comprend une condition stipulant que l'exploitation doit être faite conformément à un document intitulé «Lignes de conduite pour l'exploitation» ("Operating Policies and Principles"). Ce document définit les limites à l'intérieur desquelles la centrale peut être exploitée de façon sûre et il donne les principes visant à assurer que le matériel important pour la sûreté est maintenu dans un état sûr et utilisable. Les politiques des exploitants de centrales et les exigences des permis d'exploitation émises par la CCEA interdisent les infractions intentionnelles aux lignes de conduite pour l'exploitation pendant l'exploitation normale et pendant la réalisation de toute épreuve spéciale.

À l'intérieur de ces limites d'exploitation sûre, les guides d'exploitation détaillent les différentes règles et voies hiérarchiques d'exploitation de la centrale. Les opérateurs de centrales doivent recevoir une formation en vue de l'exploiter conformément à ces règles et le personnel d'exploitation supérieur doit passer des examens préparés par la CCEA afin de démontrer ses connaissances sur le réacteur et son fonctionnement.

Des inspecteurs de la CCEA sont en poste à chaque site de réacteur de puissance important au Canada. Un des principaux rôles de ces inspecteurs est de surveiller l'exploitation des réacteurs, afin d'assurer que les règles d'exploitation sont suivies et, en particulier, de vérifier si l'exploitation est faite conformément aux lignes de conduite pour l'exploitation. Des vérifications d'assurance de la qualité de l'exploitation du réacteur sont aussi effectuées périodiquement par le personnel du siège social de la CCEA.

À certaines occasions, des opérateurs de réacteurs CANDU n'ont pas respecté les règles d'exploitation et, dans certains cas, les lignes de conduites pour l'exploitation. Des mesures ont alors été prises afin d'éviter que de telles infractions se reproduisent. Jamais des opérateurs n'ont commis autant d'infractions aussi graves que celles commises par les opérateurs de Tchernobyl. La CCEA estime que la formation des opérateurs et l'approche rigoureuse en matière d'exploitation qu'exigent à la fois les services publics canadiens et la CCEA permettent de prévenir de telles infractions dans les réacteurs canadiens.

L'accident de Tchernobyl a fait ressortir l'importance d'une approche rigoureuse en matière d'exploitation des réacteurs nucléaires. Afin de confirmer l'application d'une telle approche dans le cas des réacteurs canadiens, il convient que la CCEA et les exploitants de centrales continuent

de surveiller et de vérifier la conformité du travail des opérateurs aux lignes de conduite pour l'exploitation, d'examiner et, au besoin, d'accroître la fréquence et l'étendue de ces activités de surveillance de la conformité aux règles.

La CCEA exige actuellement que le programme de mise en service des réacteurs CANDU soit examiné par les concepteurs des systèmes de la centrale. De tels examens devraient permettre de déceler et de corriger les points faibles d'une épreuve mal conçue, comme celle qui a conduit à l'accident de Tchernobyl. Cet accident a d'ailleurs fait ressortir l'importance de ces examens et de la nécessité de veiller à ce que des plans d'épreuve approuvés ne soient pas modifiés sans être dûment examinés.

Il convient d'examiner les lignes de conduite des centrales afin de s'assurer qu'elles exigent un examen et une autorisation par du personnel compétent (y compris les personnes connaissant le principe du réacteur) avant la réalisation d'épreuves sur du matériel important pour la sûreté ou la modification des plans de ces épreuves.

7.4 Mise hors service des systèmes de sûreté

Avant l'accident de Tchernobyl, les opérateurs ont mis hors service plusieurs parties importantes des systèmes de sûreté du réacteur, notamment le système de refroidissement d'urgence du coeur et des parties du système d'arrêt d'urgence. Il semble que les caractéristiques de conception permettaient aux opérateurs de prendre ces mesures sans difficulté.

Dans certaines circonstances (par exemple lorsqu'un réacteur est arrêté et dépressurisé), il est nécessaire de mettre hors service certaines fonctions de sûreté afin d'empêcher les systèmes de sûreté de fonctionner inutilement. Cependant, il n'est pas souhaitable que les opérateurs puissent mettre hors service du matériel de sûreté sans que l'on ait soigneusement pris en considération les conséquences de cette mesure et qu'une autorisation ait été accordée par la direction de la centrale. Pour cette raison, les documents de consultation C-7, C-8 et C-9 de la CCEA (références 4, 5 et 6) précisent qu'un opérateur ne doit pas être en mesure d'empêcher facilement l'action d'un système de sûreté.

À la lumière de l'accident de Tchernobyl, il serait prudent de réexaminer les moyens dont disposent les opérateurs pour mettre hors service les systèmes spéciaux de sûreté des réacteurs CANDU. On devrait ensuite examiner ceux-ci afin de déterminer si une protection suffisante a été prévue en vue d'empêcher les opérateurs de mettre hors service les systèmes de sûreté sans obtenir d'abord une autorisation nécessaire de la direction et, au besoin, de la CCEA.

7.5 Plans d'intervention en cas d'urgence

L'accident de Tchernobyl a fait prendre conscience de l'importance d'une préparation adéquate aux situations d'urgence, tant à la centrale même que dans la zone avoisinante.

Tous les permis de réacteurs de puissance délivrés par la CCEA font référence aux méthodes de radioprotection d'urgence sur le site et exigent que ces méthodes soient examinées au moins une fois par année par le titulaire de

permis et qu'un rapport de l'examen soit présenté à la CCEA. Les titulaires de permis devraient réviser leurs plans d'intervention sur le site en cas d'urgence à la lumière de l'accident de Tchernobyl, afin de déterminer s'il y a lieu d'apporter des modifications. En particulier, ils devraient vérifier si les instruments de surveillance tant à l'intérieur des bâtiments de la centrale que dans son voisinage immédiat sont adéquats.

Les recommandations du Service de planification des mesures d'urgence (Emergency Planning Department) du ministère du Solliciteur général de l'Ontario relatives aux plans d'intervention en dehors du site sont contenues dans la référence 7. Tous les responsables de la planification des mesures d'urgence, aussi bien en Ontario que dans les autres provinces canadiennes où il y a des réacteurs nucléaires, devraient tenir compte de ces recommandations. La CCEA serait disposée à participer à des discussions avec les autorités provinciales compétentes en vue d'examiner les ententes de collaboration dans ce domaine.

7.6 Lutte contre les incendies en présence de rayonnements

Dans l'accident de Tchernobyl, la plupart des personnes qui ont subi de très fortes irradiations et qui en sont mortes avaient participé à la lutte contre les incendies qui ont suivi les premières explosions. Les doses élevées qu'elles ont reçues étaient principalement dues soit au rayonnement gamma direct, soit à la contamination des vêtements et de la peau par des substances radioactives émettant un rayonnement bêta. Ces résultats portent à croire qu'il y a lieu d'évaluer les techniques de lutte contre les incendies en présence de rayonnements, afin de déterminer quelles mesures pourraient être prises pour prévenir l'irradiation du personnel dans de telles circonstances.

8. Conclusions

Selon le présent examen de l'accident survenu au réacteur nucléaire de Tchernobyl, le personnel de la CCEA conclut qu'il n'y a aucun nouvel élément important pouvant avoir des répercussions majeures sur les exigences imposées actuellement par la CCEA quant à la sûreté des réacteurs CANDU. Tous les aspects importants de l'accident et ses causes sont pris en considération par la CCEA dans le processus actuel de délivrance de permis de réacteurs.

Cependant, afin de renforcer cette conclusion, les concepteurs et les exploitants de réacteurs nucléaires canadiens, de même que la CCEA, devraient réexaminer les aspects pertinents de la sûreté des réacteurs CANDU et faire preuve d'une plus grande vigilance dans d'autres domaines. Ces questions sont traitées dans la section 9.

Ces mesures contribueront à assurer que le niveau de risque associé aux réacteurs nucléaires de puissance au Canada demeurera assez faible pour être acceptable.

9. Recommandations

1) Les concepteurs et les exploitants de réacteurs devraient réexaminer les analyses de sûreté des réacteurs CANDU afin de vérifier si les systèmes d'arrêt d'urgence sont suffisamment efficaces dans toutes les conditions possibles. Une attention particulière devrait être accordée aux événements qui peuvent être accompagnés d'une augmentation rapide du volume de vapeur dans les canaux de combustible ou d'un accroissement rapide de la réactivité.

2) Les concepteurs et les exploitants de réacteurs devraient examiner différentes configurations de dispositifs de contrôle de la réactivité dans les réacteurs CANDU pour faire en sorte qu'il soit impossible de placer le réacteur dans une condition telle que les systèmes d'arrêt d'urgence pourraient être rendus inefficaces. Cet examen devrait comprendre une analyse de la capacité des systèmes d'arrêt d'urgence dans des conditions de variation spatiale de la réactivité.

3) Ontario Hydro et la CCEA devraient réexaminer la sûreté des réacteurs de la centrale Pickering A, particulièrement les aspects ayant trait à des accidents où il y aurait défaillance du système de commande du réacteur ou perte de caloporteur accompagnée d'une panne du système d'arrêt d'urgence.

4) Les propriétaires de centrale devraient réexaminer les règles d'exploitation des centrales afin de s'assurer qu'elles exigent et reçoivent un examen suffisant par tout le personnel compétent et responsable avant que des épreuves sur du matériel important pour la sûreté soient effectuées ou que le plan de ces épreuves soit modifié.

5) La CCEA et les propriétaires de centrales devraient examiner et, au besoin, accroître la fréquence et l'étendue des activités de surveillance et de vérification de la conformité du travail des opérateurs de centrales aux règles d'exploitation, aux lignes de conduite pour l'exploitation et aux conditions du permis d'exploitation.

6) Les concepteurs et les exploitants de réacteurs devraient faire une étude des différents moyens dont disposent les opérateurs pour mettre hors service les systèmes spéciaux de sûreté des réacteurs CANDU. On devrait vérifier ces moyens afin de déterminer si une protection suffisante a été prévue de façon à empêcher les opérateurs de mettre hors service les systèmes de sûreté sans obtenir d'abord l'autorisation nécessaire de la direction et, au besoin, de la CCEA.

7) Les propriétaires de centrales devraient examiner leurs plans de mesures d'urgence internes à la lumière de l'accident de Tchernobyl, afin de déterminer s'il y a lieu de les modifier.

8) Les recommandations du Service de planification des mesures d'urgence (Emergency Planning Department) du ministère du Solliciteur général de l'Ontario devraient être examinées par tous les responsables de la planification des mesures d'urgence, tant en Ontario que dans les autres provinces canadiennes où il y a des réacteurs nucléaires.

9) Les propriétaires de centrales devraient examiner leurs techniques de lutte contre les incendies afin de déterminer quelles mesures pourraient être prises pour protéger le personnel contre tout risque d'irradiation en cas d'incendie.

10. Remerciements

Nous remercions Santé et Bien-être social Canada, Environnement Canada, le ministère du Solliciteur général de l'Ontario et L'Énergie Atomique du Canada, Limitée, qui ont bien voulu examiner le présent rapport et le commenter.

Références

1. Comité d'État de l'URSS sur l'utilisation de l'énergie atomique. «L'Accident survenu à la centrale nucléaire de Tchernobyl et ses conséquences», documentation établie pour la réunion d'experts de l'AIEA du 25 au 29 août 1986 à Vienne, Partie I : «Éléments d'information généraux».

2. Collection «Sécurité» de l'AIEA n° 75-INSAG-1, «Rapport récapitulatif sur la réunion d'analyse de l'accident de Tchernobyl», rapport du Groupe consultatif international de sûreté nucléaire, septembre 1986.

3. Document de réglementation R-10 de la CCEA, «L'Utilisation de deux systèmes d'arrêt des réacteurs», janvier 1977.

4. Document de consultation C-7/Rév-I de la CCEA, «Les Systèmes de confinement des centrales nucléaires CANDU», mai 1982.

5. Document de consultation C-8/Rév-I de la CCEA, «Les Systèmes d'arrêt d'urgence des centrales nucléaires CANDU», mai 1982.

6. Document de consultation C-9/Rév-I de la CCEA, «Les Systèmes de refroidissement d'urgence des centrales nucléaires CANDU», mai 1982.

7. Chernobyl: A Report on the Accident and its Implications. F.B. Ali. Ministry of the Solicitor General, Province of Ontario, September 1986.

8. «Les Conséquences de l'accident nucléaire de Tchernobyl pour le Canada». Direction générale de la protection de la santé, Santé et Bien-être Social Canada, décembre 1986.

12. Glossaire

Rayonnement — Énergie, sous forme de rayons ou de particules invisibles, qui est produite par les transformations nucléaires dans des matières. Certains de ces rayons ou de ces particules peuvent, en traversant le corps, endommager la structure normale des cellules en déplaçant leurs atomes. Ce processus s'appelle «ionisation» et le type particulier de rayonnement qui le provoque, «rayonnement ionisant».

Écran radiologique — Matière absorbante entourant une source radioactive et visant à arrêter la fuite d'une quantité importante de rayonnement. L'écran peut être fait de divers matériaux dont les plus efficaces sont les métaux lourds, comme le plomb. L'acier, le béton et l'eau peuvent aussi être utilisés pour arrêter différents types de rayonnement.

Unités de rayonnement

Activité - la force de la source de rayonnement est mesurée en fonction du nombre de transformations nucléaires par seconde.

Un becquerel (Bq) représente le taux de désintégration d'un atome en une seconde.

Cette unité est ordinairement trop infime pour déterminer pratiquement la force des sources radioactives. C'est pourquoi les multiples suivants sont plus couramment utilisés :

1 kilobecquerel : 1000 désintégrations par seconde
1 mégabecquerel : 1 million de désintégrations par seconde.

Dose - l'énergie dérivée des rayonnements et absorbée par toute substance qui peut, entre autres, comprendre tout le corps humain ou l'une ou l'autre de ses parties.

Une dose de 1 gray (Gy) correspond à l'absorption de 1 joule (1 watt-seconde) par kilogramme de substance.

Efficacité - En observant les effets des rayonnements ionisants sur les cellules vivantes, on voit que l'importance des effets biologiques particuliers par unité de dose absorbée varie selon la nature des rayonnements. En général, une unité de dose absorbée de neutrons ou de particules alpha produit beaucoup plus de dommages qu'une unité de dose absorbée de particules bêta, de rayons X ou de rayonnement gamma.

Cette caractéristique de chaque type particulier de rayonnement est appelé facteur de qualité. Pour préciser les effets des rayonnements, la valeur d'équivalent de dose est utilisée pour tenir compte du type de rayonnement. L'équivalent de dose est le produit de la dose absorbée et du facteur de qualité.

L'équivalent de dose est mesuré en sieverts (Sv).

Effets sur la santé	Cancer - Les effets de faibles doses de rayonnement sur les personnes, par observation directe, n'ont pas été établis. Les effets, s'ils existent, sont trop faibles pour être mesurés, d'où la nécessité d'extrapoler l'effet des faibles doses à partir des effets des doses élevées, si ceux-ci sont connus. On suppose normalement que l'extrapolation est linéaire et n'a aucun seuil. La plupart des spécialistes pensent que cette supposition est prudente et qu'elle surestime les effets probables des faibles doses. Toutefois, en ne supposant aucun seuil et en considérant une très grande population exposée à une faible dose de rayonnement, on peut calculer le nombre important de morts possibles. Les morts futures dues à l'accident de Tchernobyl ont été estimées en utilisant ces suppositions.
Blocage de la fonction thyroïdienne	La fuite de quantités importantes d'iode radioactif est un des plus grands dangers dus aux rayonnements après un accident dans un réacteur, où l'intégrité de l'enceinte de confinement est en cause. L'iode peut se concentrer dans la glande thyroïde et causer une dose élevée de rayonnement à l'organe. Pour bloquer cette incorporation d'iode radioactif, on peut administrer des pillules d'iode naturel à la population touchée, immédiatement après l'accident.
Système de protection	Système de surveillance de certains paramètres d'un réacteur ou d'une centrale, qui provoque une mesure atténuante au cas où l'un des paramètres dépasserait un niveau anormal.
Enceinte de confinement	Enceinte qui entoure le système caloporteur sous pression du réacteur et qui, en cas d'endommagement accidentel du combustible, empêche le rejet de matières radioactives dans l'environnement. L'enceinte de confinement est ordinairement dotée de moyens pour supprimer sa pression interne.
Isotope	Matière dont les atomes sont de la même espèce, mais diffèrent légèrement de masse. Il existe, par exemple, 1 isotope naturel d'iode et 13 isotopes artificiels supplémentaires qui sont produits dans les réacteurs nucléaires.
Turbo-alternateur	Machine dans laquelle la vapeur est expansée à travers une turbine qui la fait tourner. L'énergie de rotation ainsi produite est utilisée pour entraîner un alternateur électrique.

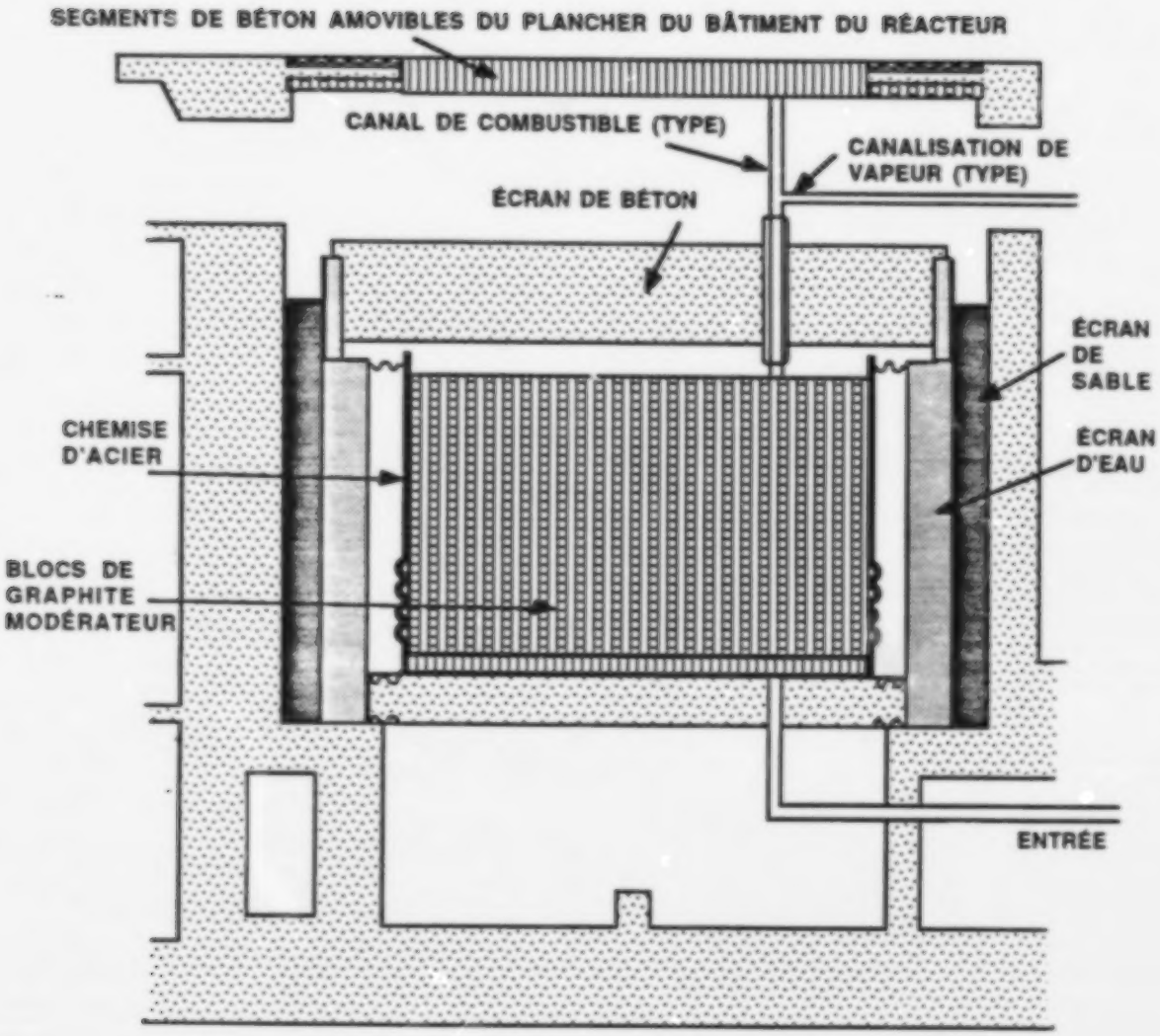

FIGURE 1 VUE TRANSVERSALE DU RÉACTEUR

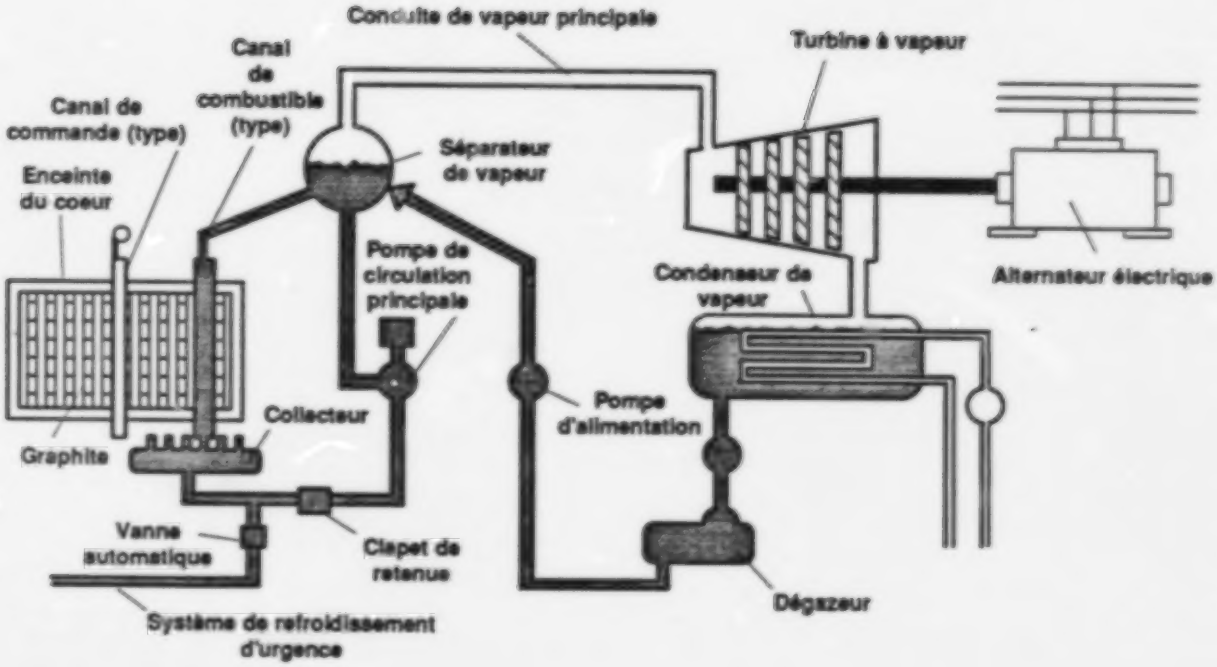

FIGURE 2 CIRCUIT CALOPORTEUR

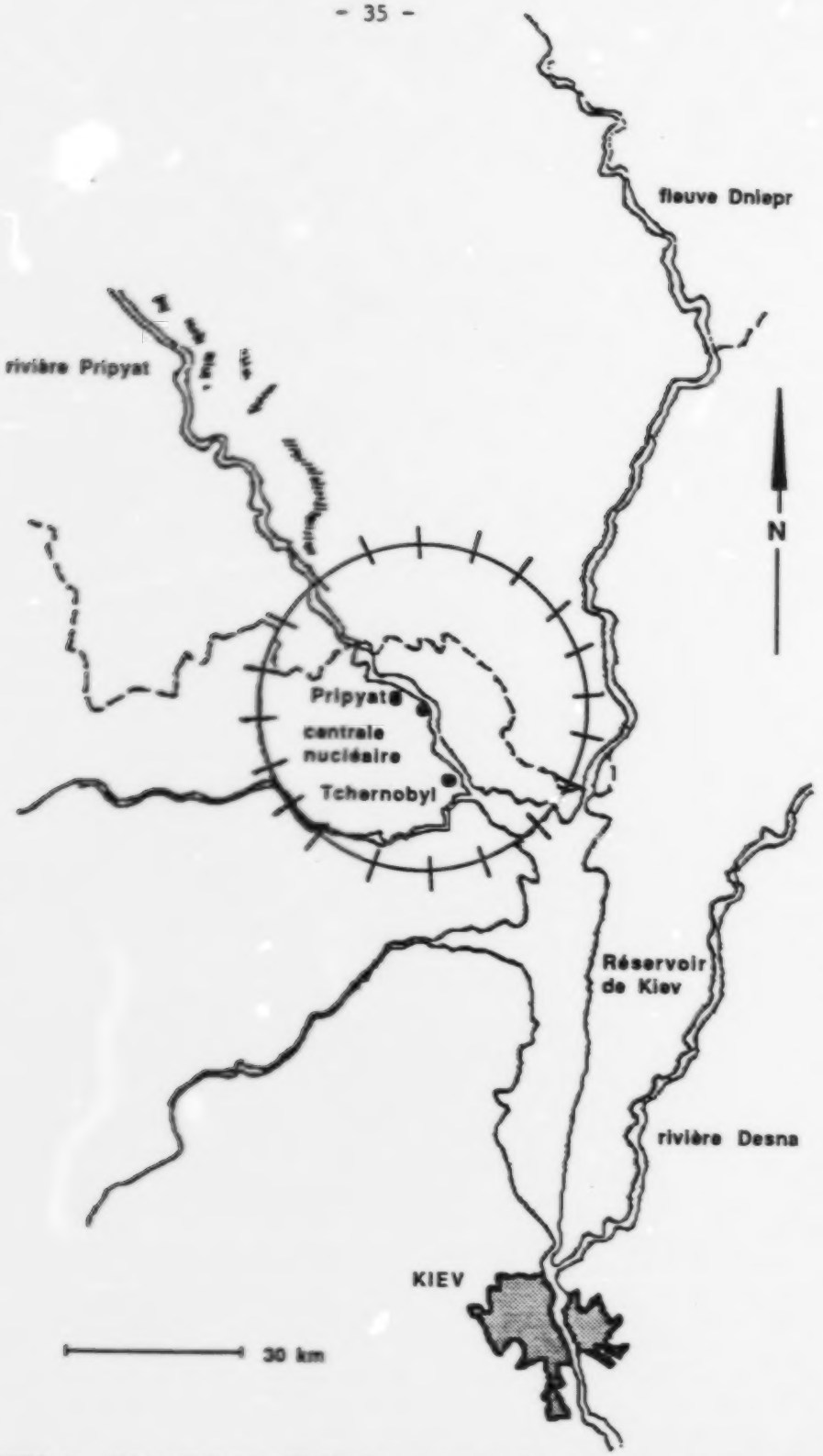

FIGURE 3 SITE DE LA CENTRALE NUCLÉAIRE DE TCHERNOBYL

FIGURE 4 PAYS ADJACENTS À TCHERNOBYL

ANNEXE A

TABLEAU I. SÉQUENCE DES ÉVÉNEMENTS DE L'ACCIDENT

Heure	Événement	Résultat de l'événement	Signification
25 avril 1 h 00 min 00 s	Début de la réduction de puissance du réacteur	Premières étapes du programme de l'épreuve et de l'interruption prévue pour fins de maintenance	La réductio.. lente de la puissance contribuerait à réduire les effets de l'accumulation de poison xénon
13 h 05 min 00 s	Arrêt de la réduction de puissance du réacteur à 50 % de la pleine puissance. Turbo-alternateur (TA) n° 7 mis hors circuit. Utilisation du TA n° 8 pour répondre aux besoins en énergie électrique de la tranche (4 pompes de circulation principales, deux pompes d'alimentation et autre matériel)		Ces éléments perdront progressivement de la puissance en même temps que le TA pendant l'épreuve. Configuration des pompes à ce stade : 4 pompes alimentées par le TA n° 8; 2 pompes alimentées par le réseau; 2 pompes en réserve reliées au réseau
14 h 00 min 00 s	Isolation du SRUC	Opération effectuée conformément au plan de l'épreuve parce que l'équipe désire éviter un déclenchement intempestif	Violation du principe de sûreté, mais le SRUC bloqué n'a joué aucun rôle dans la phase transitoire jusqu'au point de rupture du coeur. Il aurait pu être utile dans la phase postérieure à la rupture

Heure	Événement	Résultat de l'événement	Signification
			Remarque : les explications données par les spécialistes soviétiques pendant la réunion ont confirmé qu'il n'était pas nécessaire de bloquer le SRUC pour effectuer l'épreuve
	Interruption par répartiteur de charge de la réduction de puissance Maintien du SRUC en état d'isolation		Le maintien prolongé en puissance réduirait davantage le taux d'accumulation de xénon au niveau de puissance de l'épreuve
23 h 10 min 00 s	Poursuite de la réduction de puissance vers le niveau cible de 700 à 1000 MW(t)		Conforme au plan de l'épreuve. Ce niveau a été fixé intentionnellement au-dessus de la puissance d'exploitation minimale permise du réacteur (700 MW(t))
26 avril 0 h 28 min 00 s	Erreur d'opérateur avec transfert de la commande de puissance locale (BAL) à la commande globale (PA) - commande de maintien de la puissance au niveau requis non réalisée	Réduction de la puissance à 30 MW(t) en raison de l'instabilité des barres de commande automatiques et de l'intervention tardive de l'opérateur pour compenser le vide créé par le déséquilibre puissance-débit	Addition de réactivité négative au système et retrait d'un plus grand nombre de barres manuelles pour compenser
1 h 00 min 00 s	Stabilisation du réacteur à une puissance de 200 MW(t)	Réacteur fonctionnant au-dessous du niveau de puissance minimale admissible. Violation de la marge de réserve de réactivité requise	Aucun surplus de réactivité disponible pour élever la puissance

Heure	Événement	Résultat de l'événement	Signification
1 h 03 min	Branchement de la 4^{e} pompe de refroidissement principal alimentée par le réseau à la boucle gauche du système caloporteur	En raison du faible niveau de puissance et de l'accroissement du débit du caloporteur dans le système caloporteur, la température du caloporteur approche le point de saturation	Il y a addition de réactivité dans le système, ce qui nécessite le retrait d'un plus grand nombre de barres pour compenser
1 h 07 min	Branchement de la 4^{e} pompe de refroidissement principale alimentée par le réseau à la boucle droite du système caloporteur	Le débit dans certaines des pompes de refroidissement principales dépasse la valeur admissible. Variations importantes du niveau d'eau et de la pression de vapeur dans les collecteurs de vapeur	Violation des limites de vibration due à l'écoulement basées sur les problèmes de vide potentiels. L'addition des 2 pompes a entraîné un retrait plus prononcé des barres de commande et une plus forte réduction de la marge de réserve de réactivité
1 h 19 min 00 s	Intervention de l'opérateur pour accroître le débit d'eau d'alimentation. À peu près à cette heure, l'opérateur bloque les signaux d'arrêt d'urgence associés au niveau et à la pression dans le collecteur de vapeur	L'accroissement du sous-refroidissement du coeur entraîne une plus forte élimination du vide. Difficultés de commande tout au long de cette phase	

Heure	Événement	Résultat de l'événement	Signification
1 h 19 min 30 s	Début de l'élévation du niveau d'eau dans le collecteur de vapeur. Le débit d'eau d'alimentation dépasse le triple de la valeur d'équilibre	Le débit d'eau d'alimentation entrant dans le système dépasse le débit d'injection de vapeur. L'eau plus froide atteint le coeur et réduit la qualité de la vapeur et le vide dans le coeur	Accroissement du niveau du collecteur de vapeur
	Les barres de commande automatiques montent jusqu'à la plaque de support supérieure		La valeur calculée du vide moyen du coeur est maintenant nulle
	Remontée des barres de commande manuelles		Addition de réactivité négative compensée par le retrait des barres
	Début de la chute de pression de vapeur dans le collecteur de vapeur		
1 h 19 min 58 s	Fermeture de la vanne de dérivation de la vapeur	Réduction du taux de chute de pression de vapeur	
1 h 21 min 50 s	Débit d'eau d'alimentation supérieur au quadruple du débit d'équilibre	Le niveau du collecteur de vapeur continue de s'élever, la pression continue de baisser	Position constante des barres de commande, comme prévu. La réduction de pression produit assez de vide pour compenser le débit d'eau d'alimentation additionnel
	Réduction brusque du débit d'eau d'alimentation par l'opérateur		

Heure	Événement	Résultat de l'événement	Signification
1 h 22 min 10 s	Début d'accroissement de la qualité de la vapeur, début d'insertion de barres de commande automatiques, stabilisation du niveau d'eau dans le collecteur de vapeur	L'eau plus chaude arrivant à l'entrée du coeur produit une élévation du vide moyen dans le coeur; les barres de commande s'enfoncent pour compenser	
1 h 22 min 30 s	Réduction du débit d'eau d'alimentation aux deux tiers du débit d'équilibre	L'opérateur ne parvient pas à stabiliser le débit d'eau d'alimentation au niveau désiré en raison du manque de précision du système de commande qui n'est pas conçu pour ce régime d'exploitation	Les barres de commandes se sont enfoncées pour compenser la réactivité additionnelle résultant d'une plus forte création du vide
	Impression de données relatives à la distribution de densité de puissance et à la position de chaque barre de commande	Cette impression a été effectuée afin d'établir la distribution du flux et la marge de réactivité avant le début de l'épreuve	Il est confirmé que la marge de réserve de réactivité opérationnelle est égale à la moitié de la valeur minimale admissible: l'opérateur aurait dû prendre des mesures pour déclencher l'arrêt d'urgence immédiat d'après le listage d'ordinateur
1 h 22 min 45 s	Stabilisation du débit d'eau d'alimentation	Stabilisation de la qualité de la vapeur dans le coeur, début de l'élévation de pression	

Heure	Événement	Résultat de l'événement	Signification
1 h 23 min 04 s	Blocage par le personnel du signal d'arrêt d'urgence du réacteur en cas d'indisponiblité des deux TA. Fermeture de la vanne d'arrêt d'urgence de la conduite menant à la turbine. Le réacteur continue à fonctionner à une puissance de 200 MW(t).	Début de l'épreuve du TA n° 8	Annulation de la dernière possibilité d'arrêt d'urgence du système de sûreté du processus afin de permettre la reprise de l'épreuve. Ce déclenchement aurait sauvé le réacteur. L'opérateur savait qu'il établissait un régime transitoire qui nécessitait un arrêt d'urgence. (Cette opération n'était pas prévue dans le plan de l'épreuve.)
1 h 23 min 10 s	Début du retrait d'un groupe de barres de commande automatiques	Réduction du vide dans le coeur en raison de l'accroissement de pression du système	
1 h 23 min 21 s	Début de réinsertion de 2 groupes de barres de commande automatiques	Le débit du caloporteur diminue et l'eau plus chaude s'approche du coeur	Ces deux résultats mènent à un accroissement de la réactivité positive du coeur. Les barres de commande tentent d'équilibrer l'accroissement de réactivité
1 h 23 min 31 s	Net accroissement de la réactivité suivi d'un accroissement lent de la puissance du réacteur	Les barres de commande ne peuvent plus équilibrer l'accroissement de réactivité	Accroissement lent de la puissance; le coefficient de puissance positif accélère le déséquilibre de réactivité

Heure	Événement	Résultat de l'événement	Signification
1 h 23 min 40 s	L'opérateur appuie sur le bouton AZ-5 (arrêt d'urgence du réacteur)	Aucun effet apparent	
1 h 23 min 43 s	Déclenchement des alarmes de grande puissance et d'accroissement de puissance sur une courte période		La protection d'urgence n'est pas assez efficace pour prévenir l'emballement du réacteur
	Accroissement rapide de la valeur calculée de la température du combustible		Crise de transfert de chaleur
1 h 23 min 44 s	Accroissement rapide de puissance		La puissance calculée est égale à 100 fois la pleine puissance

ANNEXE B

Comparaison entre les centrales nucléaires canadiennes et la centrale nucléaire de Tchernobyl

ÉLÉMENT	PICKERING A	BRUCE A	PICKERING B	BRUCE B	DARLINGTON A	RÉACTEURS DE 600 MW	RBMK
Puissance électrique nette par tranche MW(e)	515	740	516	750	881	600	1000
Nombre de turbines	4	4	4	4	4	1	8
Nombre de tranches	4	4	4	4	4	1	4
Cycle direct ou indirect	Indirect	Indirect	Indirect	Indirect	Indirect	Indirect	Direct
DONNÉES RELATIVES AU COEUR ET AU COMBUSTIBLE							
Orientation des canaux	Horizontale	Horizontale	Horizontale	Horizontale	Horizontale	Horizontale	Verticale
Nombre de canaux	390	480	380	480	480	380	1661
Puissance de canal maximale MW(t)	5,12	6,5	5,37	6,5	6,4	6,5	3,25
Nombre de faisceaux/canal	12	13 (12 dans le coeur)	12	13 (12 dans le coeur)	13 (12 dans le coeur)	12	1
Puissance linéaire maximale des élément combustibles, $^{l}\lambda 60$, kW/m	4,2	4,2	4,25	4,2	4,2	4,2	1,69
Enrichissement du combustible	Naturel	Naturel	Naturel	Naturel	Naturel	Naturel	2% U_{235}
MANUTENTION DU COMBUSTIBLE	En marche	En marche	En marche	En marche	En marche	En marche	En marche
RÉACTEUR	Tube de force	Tube de force	Tube de force	Tube de force	Tube de force	Tube de force	Tube de force
Voûte de calandre	Rempli d'air	Réservoir de protection en acier rempli d'eau ordinaire	Réservoir de protection en acier rempli d'eau ordinaire et entouré de béton	Réservoir de protection en acier rempli d'eau ordinaire	Réservoir de protection en acier rempli d'eau ordinaire	Réservoir de protection en acier rempli d'eau ordinaire	Rempli d'hélium
Blindage d'extrémité	Plaques d'acier et eau ordinaire	Billes d'acier et eau ordinaire	Billes d'acier et eau ordinaire	Billes d'acier et eau ordinaire	Billes d'acier et eau ordinaire	Billes d'acier et eau ordinaire	S/O
MÉCANISMES DE CONTRÔLE DE LA RÉACTIVITÉ							
Barres de compensation (absorbeurs)	18 (cobalt)	--	21 Acier inoxydable	24 (cobalt)	24 Acier inoxydable	21	-
Barres de dosage (uranium enrichi)	-	16	-	-	-	-	-
Absorbeurs de commande	-	4 (cadmium)	4 (cadmium)	4 (cadmium)	4 (cadmium)	4 (cadmium)	-
Assemblages à flux verticaux	8	20	34	27	27	26	-
Assemblages à flux horizontaux	-	3	25	8	14	5	-
PHYSIQUE DES RÉACTEURS							
Coefficient de vide	$1,14 \times 10^{-4}$ Vol %	$1,14 \times 10^{-4}$ Vol %	$1,14 \times 10^{-4}$ Vol %	$1,14 \times 10^{-4}$ Vol %	$1,14 \times 10^{-4}$ Vol %	$1,14 \times 10^{-4}$ Vol %	$2,0 \times 10^{-6}$% vape
Région critique indépendante	>2	>2	>2	>2	>2	>2	>10
Coefficient de température	$-4,2 \times 10^{-6}$/k	$-4,2 \times 10^{-6}$/k	$-4,2 \times 10^{-6}$/k	$-4,2 \times 10^{-6}$/k	$-4,2 \times 10^{-6}$/k	$-4,2 \times 10^{-6}$/k	$-1,2 \times 10^{-5}$/ C
Coefficient de puissance rapide	$-0,73 \times 10^{-6}$/MWt	$-0,73 \times 10^{-6}$/MWt	$-0,73 \times 10^{-6}$/MWt	$-0,73 \times 10^{-6}$/MWt	$-0,73 \times 10^{-6}$/MWt	$-0,73 \times 10^{-6}$/MWt	$-0,5 \times 10^{-6}$/MWt

ANNEXE B

Comparaison entre les centrales nucléaires canadiennes et la centrale de Tchernobyl (suite)

ÉLÉMENT	PICKERING A	BRUCE A	PICKERING B	BRUCE B	DARLINGTON A	RÉACTEURS DE 600 MW	RBMK
SYSTÈMES DE SÛRETÉ							
Mécanisme d'arrêt d'urgence primaire	N° 162 21; N° 364 11	30 barres d'arrêt	28 barres d'arrêt	32 barres d'arrêt	32 barres d'arrêt	28 barres d'arrêt	24 barres d'arrêt d'urgence
Profondeur d'arrêt (mk)	N° 162 50; N° 364 30	39	45	41	41	45	
Délai d'arrêt (temps pour l'insertion complète)	1,8	1,8	1,8	1,8	1,8	1,8	18 s
Mécanisme d'arrêt d'urgence secondaire	Réservoir de vidange du modérateur	7 buses d'injection de poison	6 buses d'injection de poison	8 buses d'injection de poison	8 buses d'injection de poison	6 buses d'injection de poison	Aucun mécanisme d'arrêt secondaire
Réservoir d'eau d'aspersion	Dans le bâtiment sous vide	Dans le bâtiment sous vide	Dans le bâtiment sous vide	Dans le bâtiment sous vide	Dans le structure sous vide	Dans le bâtiment du réacteur	Besoin de suppression
Refroidissement d'urgence du coeur	Système modérateur	Action rapide - accumulateurs haute pression (5,8 MPa) Long terme - pompes	Système de pompes haute pression (puissance de classe IV)	Action rapide - accumulateurs haute pression (5,8 MPa) Long terme - pompes	Système de pompes haute pression (puissance de classe IV)	Action rapide - accumulateurs haute pression (6,0 MPa)	Action rapide - accumulateurs haute pression (10,0 MPa) plus système de pompes haute pression Long terme - pompes
Pression nominale dans de bâtiment du réacteur, kPa (manom.) (lb/po^2 manom.)	41 (6)	69 (10)	41 (6)	82,7 (12)	96,5 (14)	125 (18)	80
SYSTÈME DE CALOPORTAGE							
Fluide	Eau lourde	Eau lourde	Eau lourde	Eau lourde	Eau lourde	Eau lourde	Eau ordinaire
Température d'entrée °C (°F)	249 (480)	252/265 (483/509)	249,5 (480)	250/265 (482/509)	266	267 (511)	270 C
Température de sortie °C (°F)	293 (560)	304 (579)	293,4 (560)	305 (581)	310	312 (594)	280,4 C
Qualité au collecteur de sortie	Sous-refroidi (5 °C)	Sous-refroidi	Sous-refroidi (7°C)	Sous-refroidi	2,0%	4,0%	14,5%
Pression d'entrée, coeur, MPa(abs.) (lb/po^2 abs.)	9,55 (1 385)	10,3 (1 492)	9,55 (1 386)	10,6 (1 542)	11,4	11,24	8,90
Stock d'eau lourde, Mg/MW(e)	0,268	0,283	0,262	0,283	0,247	0,315	-
Nombre de générateurs de vapeur	12	8	12	8	4	4	4 séparateurs
Surface par générateur de vapeur, m^2 (pi^2)	1858 (20,000)	2368 (25,488)	1860 (20,000)	2400 (26,000)	4830	3127	Cycle direct
Nombre de pompes	12 + 4 de rechange	4	12 + 4 de rechange	4	4	4	6 + 2 de rechange
Puissance de service des moteurs de pompes, MW(hp)	1,23 (1 650)	6,41 (8 600)	1,17 (1 575)	6,41 (8 600)	6,70	4,78 (6 407)	5,5
Puissance nominale des moteurs de pompes, MW(hp)	1,42 (1 900)	8,20 (11 000)	1,42 (1 900)	8,20 (11 000)	9,40	6,72 (9 000)	6,3
Régulation de pression	Alimentation et soutirage	Pressuriseur	Alimentation et soutirage	Pressuriseur	Pressuriseur	Pressuriseur	Dérivation de vapeur
Période radioactive de purification, min.	130	60	130	60	Purif. -60	20	-
SYSTÈME DU MODÉRATEUR	Eau lourde	Eau lourde	Eau lourde	Eau lourde	Eau lourde	Eau lourde	Graphite
Nombre de pompes	5 à 25%	2 à 100%	5 à 25%	2 à 100%	2 à 100%	2 à 100%	S/O
Stock d'eau lourde, Mg/MW(e)	0,565	0,401	0,548	0,396	0,400	0,416	S/O
SYSTÈME SECONDAIRE							
Débit de vapeur, Mg/s (10^6 lb/h)	0,81 (6,46)	1,17 (9,3	0,81 (6,46	1,17 (9,3)	1,315	,935 (7,42)	2,90
Pression de vapeur (collecteur), MPa(abs) (lb/po^2 abs)	4,09 (593)	4,38 (635)	4,09 (593)	4,38 (635)	5,07	4,7	6,46
Rendement de centrale (net), puissance nette/puissance de fission totale	29,1%	29,1%	29,1%	29,1%	30,4%	29,0%	---

ANNEXE C

Erreurs et infractions aux règles

1. Le contrôleur du réseau électrique a demandé à l'opérateur de maintenir le réacteur à 50 pour 100 de sa pleine puissance. À ce stade, le système de refroidissement d'urgence du coeur a été isolé. Le réacteur est resté à ce niveau de puissance et le système de refroidissement d'urgence du coeur est resté isolé pendant les neuf heures qui ont suivi.

2. Les conséquences de la réalisation de l'épreuve n'ont pas été analysées avant que celle-ci soit entreprise.

3. L'opérateur a commis une erreur dans le transfert du réglage local au réglage global de la puissance, ce qui a entraîné une baisse additionnelle de la puissance du réacteur à 30 MW(t).

4. La marge de réserve de réactivité a été dépassée et la puissance du réacteur est devenue inférieure au niveau minimal admissible.

5. L'opérateur a mis en marche deux pompes de circulation principales encore disponibles de façon que le coeur soit refroidi de façon continue pendant l'épreuve.

6. L'opérateur a bloqué le mécanisme de protection d'urgence qui se déclenche lorsque les niveaux d'eau et la pression de vapeur sont faibles dans les séparateurs.

7. L'opérateur a bloqué le système de protection qui arrête brusquement le réacteur lorsque les deux turbo-alternateurs sont arrêtés.